TN134 76-04

動力炉技報 No.20 1976.10

動力炉技報No.20　も　く　じ

概　　況

■新型転換炉開発概況……1

■高速増殖炉開発概況……4

成果抄録

■新型転換炉関係研究開発成果抄録……9

■高速増殖炉関係研究開発成果抄録……12

技術資料

■「ふげん」燃料集合体ピン間隙の統計的評価と燃料検査への応用……東　昌夫／菱田　久志…29

■ナトリウム透視装置の開発……二瓶　哲雄／宮沢　竜雄／川口　修／三本　保秀…37

■第4回日独高速炉会議報告……金子　洋光／大坪　章／加納　巌／小松　純治…50

海外の動向

■海外における動力炉開発の状況(20)……56

そ　の　他

■外部発表活動、寄稿論文、専門委員会活動……64

新型転換炉開発概況

1．原型炉「ふげん」の建設

官庁許認可関係については、照射キャプセル（圧力管監視試験片内蔵）他にかかわる原子炉設置変更許可申請にともなう安全審査が終了して8月20日付で許可された。

また工事計画認可申請については、第23回非常用ガス処理系にかかわる申請および特殊燃料集合体（圧力管監視試験片内蔵）にかかわる設計認可申請を8月に提出した。

現地の原子炉据付工事の進捗状況については原子炉本体（日立）の圧力管、入口管、上昇管集合体などの配管溶接、およびシールリーク管、ドレン管、炭酸ガス管の各配管工事のほか、中性子検出器案内管、燃料装荷時中性子検出器案内管などを据付中である。

原子炉冷却系（三菱）については、炉浄化系、補機冷却系安全弁放出配管、高性能フィルタの配管中であり、再循環系では給水管のドラム継込み、ポンプまわり、逃し安全弁などの各配管施工中でポンプシール注排水系はフラッシングを終了し、電気計装、総合ループ較正試験のほか総合洗浄用仮配管中である。

原子炉補助系（住友）では重水系、炭酸ガス系の炉心部小口経配管を据付中であり、ヘリウム系は循環系重水ダンプタンク、弁まわりのヘリウムリークテストのほか、電気計装工事のまとめ、および計器調整中である。

原子炉格納設備は主要機器の搬入終了にともない仮開口部の閉鎖を8月末完了し後打コンクリート工事中である。また電気防蝕装置取付を終了し、原子炉建屋内空気再循環系は系統機能試験を完了して、保温工事、サポート工事など仕上工事のほか、電気計装配管および計器取付中である。

燃料取扱、貯蔵設備（富士）については燃料交換機加圧冷却系配管を終了し、耐圧漏洩試験中である。また、保守点検設備、燃料移送機の搭載物、トランスファシュート本体の据付中で、新燃料運搬台車は据付を終了し、新燃料受取装置架台の据付調整中である。

放射性廃棄物処理設備（富士）では、機器、床ドレン系、凝縮沈澱系、洗濯廃液系の各配管洗浄および耐圧試験の段取中であり、廃液脱塩器、蒸発濃縮器まわりの配管およびサポート工事中である。希ガスホールドアップ装置は吸着塔、脱湿塔まわりの配管およびサポート取付中であり、除染設備は9月に竣工した。

工学的安全防護設備（富士）については、高圧注水系、低圧注水系、余熱除去系、隔離冷却系などの主要配管工事を終了してサポート工事および小口配管など工事中である。

電気設備（東芝、日立）では、9月からデーゼル発電機の系統試運転を行い、A号機は100％負荷試験を終了した。発電設備は密封油処理系統などのオイルフラッシングを終了したほか、ケーブル布設工事を継続実施中である。

計測制御設備は燃料取扱系用計算機の据付、破損燃料検出装置、シールリーク検出装置、放射線監視装置などの計器取付のほか導圧配管、空気配管工事中である。

タービン設備（東芝）は本体の才5次オイルフラッシングを完了し、計器単体試験調整中のほか、主要配管の温風乾燥、配管、保温、サポート補修および塗装作業中である。

建築工事としては、主建屋換気空調工事のアニュラス排気系および廃棄物処理建屋の換気系の単体試験、主建屋電灯照明設備工事、建屋仕

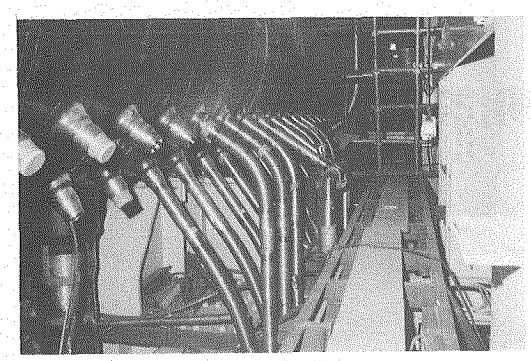


写真1　上昇管～蒸気ドラム（51.8）

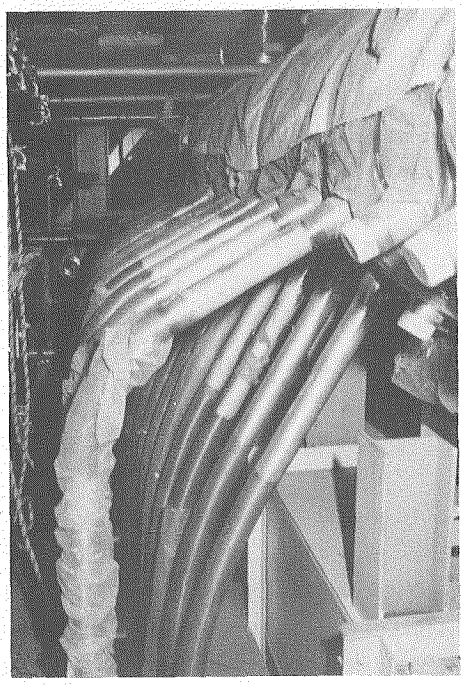


写真2　下部ヘッダ～入口管（51.8）

上工事などの諸工事について継続実施している。

一方、原子炉機器の工場製作も圧力管集合体のロールドジョイント（日立）の全数が完成するなど最終段階にある。

初装荷用燃料集合体は微濃縮U燃料集合体の製作（原燃工）が進行しており、9月にその一部が現地に搬入された。またPu富化燃料集合体の製作（東海事業所）もPuO_2ペレット、燃料要素の製作が継続している。

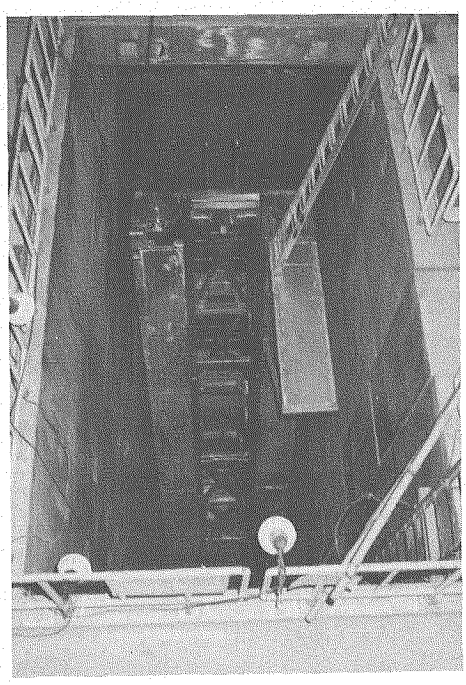


写真3　燃料受渡プール（51.8）

2．研究開発

2.1　設　計

設計コードの開発は、原型炉運転特性の評価、原型炉炉心計画の検討、燃料交換計画の検討（日立）などの解析に着手した。また炉心および圧力管系における流動特性評価（V）は原子炉起動時の安定性について検討して、報告書取まとめ中である。

構造設計研究はPu燃料集合体の製造および取扱評価、初装荷燃料集合体の検査評価（東海事業所）のほか、再使用燃料水中検査基準（三菱）、使用済燃料取扱（日立造船）、出力上昇制限対策（日立）などの解析作業をすすめている。

新型転換炉評価研究については、Step－2の概念設計（その1）（日立）、および関連事項の調査が進行しており、Step－3の概念設計（その2）の技術仕様などの検討を実施中である。

2.2　炉物理

重水臨界実験（DCA・大洗工学センター）ではボロン入り、25cm格子ピッチ、PuO_2-UO_2燃料装荷炉心におけるミクロパラメータ、中性子束

分布の測定、局所ピーキングファクターの測定および各実験データ解析とその評価を実施している。

2.3　伝熱流動

大型熱ループ（HTL・大洗工学センター）では加熱電力変動および流量急減変動状態を模擬した過渡伝熱実験、スペーサ効果実験などの実施ともに各実験データの解析を継続実施している。

また大型炉燃料の伝熱流動実験についても、サブチャンネル解析、燃料配列の検討とあわせて試験用燃料を製作中である。

2.4　部品・機器

圧力管などの異種金属溶接部の開発は、カランドリア管材料のJMTRにおける照射試験が、JMTRの定検整備工事のため進展がなかった。

シールプラグ試作開発では熱サイクル耐久試験を継続実施中である。

燃料交換機による燃料交換試験後の実尺圧力管について内面検査（日立）が順調に進行している。

コンポーネント・テストループ（CTL・大洗工学センター）では、実尺圧力管、カランドリア管、燃料集合体、シールプラグについて長時間にわたる熱サイクル耐久試験を継続実施中である。

運転保守設備の開発（日立）については、圧力管交換装置の機器の製作が進行中で、制御棒交換装置および中性子検出器交換装置は機器の製作設計を継続している。

原子炉圧力管モニタリング装置開発は、圧力管モニタリング試験室（ISI・大洗工学センター）においてアイスプラグ試験およびデータ処理法の検討をすすめている。

2.5　燃料・材料

再使用燃料水中検査装置試作開発（富士、原燃工）では集合体検査装置および特殊燃料集合体取扱装置の製作中である。なおシッピング装置試作はメーカと契約交渉中である。

燃料開発は「ふげん」用特殊燃料集合体（圧力管試験片内蔵）（原燃工）は8月27日付で設計認可申請を行い審議の段階にある。

燃料集合体評価検討は燃料交換時のPCI評価（II）、特殊燃料核熱検討（VII）（日立）および原型炉特殊燃料集合体要素などの設計検討（II）（原燃工）については解析作業中である。

またCTLでは特殊燃料集合体の長時間熱サイクル耐久試験を継続中である。

このほか、ジルコニウム合金スペーサの開発、燃料集合体強制振動試験などの研究委託について実施機関と契約交渉中である。

燃料の照射試験については、JMTRでの照射試験が定検整備工事のため中断している。また縦駆動照射試験装置（NCF）による照射用キャプセルは契約交渉中で、燃料棒製作は契約が成立した。

HBWR（ノルウェー）ではPu富化燃料の照射試験が8月末問題なく終了し冷却中である。

SGHWR（イギリス）では実尺U燃料集合体の照射後試験ならびに、実尺Pu燃料集合体は照射試験が継続中である。

材料の開発ではZry−2燃料被覆管の高温特性、圧力管などに関する内圧破壊試験、クリープ試験、リング引張り試験などの炉外評価試験（東海事業所）が継続実施中である。

一方、AE特性と材料破壊挙動との相関に関する研究は契約交渉中で、圧力管などの腐食試験（金材研）は圧力管材の酸化膜の生成にともなう表面欠陥の影響の検討を開始した。また圧力管炉外脆性特性試験（日立）は300℃飽和水中保持試験片の製作を行った。

圧力管材料の照射試験はJMTR・OWL−1の腐食試験片、FP放出試料にかかわる照射後試験はホットラボのオーバーホールにより中断している。また圧力管の内圧クリープ照射試験、単軸クリープ照射試験はJMTRの定検整備工事のため特に進展がなかった。

2.6　安全性

安全性試験室（大洗工学センター）では、スプリット破断を模擬した入口管破断実験、および冷却材喪失時の燃料集合体再冠水実験などについて実施し、また一次系漏洩検出法の開発について高温、高圧水ループからの放出音の測定を行い、あわせて各実験データの解析、評価を

実施した。

安全性解析では、安全性解析（Ⅷ）（日立）が終了したほか、安全性解析コードの改良、整備（Ⅱ）、安全性解析（Ⅸ）、および原子炉の安全性研究に関する調査をそれぞれ実施中である。

トリチウム除去試験としては、空気中のトリチウム回収廃液の濃縮実用試験（昭電）は吸着材中の残留トリチウム除去のため水賦活法について実験中であり、重水中のトリチウム除去法は触媒開発を中心に各機関（東大、北開試、理研、相模中研他）に研究委託しそれぞれ進行している。

供用期間中検査装置の開発（三菱）では、蒸気ドラム、下降管用ノズルの異種金属部を対象としたISI機器の試作を継続中であり、給水配管用ノズル対象の機器試作はメーカと契約交渉をすすめている。

2．7　プラント特性試験

熱出力分布の詳細解析はハードウェア増設分の製作およびオンラインプログラムの作成（日立）を継続中である。

出力領域中性子検出装置の開発（東芝）は、長寿命化に関する照射特性試験用検出器を試作し炉外特性試験を終了した。

燃料性能の把握については、「ふげん」用負荷時破損燃料検出装置（富士）の機器配管の据付をすすめている。　　（吉田亮造）

高速増殖炉開発概況

1．高速実験炉「常陽」の建設

高速実験炉「常陽」の機能試験（東芝、日立富士、三菱重工）は、燃料取扱いキャスクカー、制御棒駆動機構、1次冷却系などのナトリウム中試験および保護機能試験を終了した。

現在、これらの諸試験の結果の検討評価を行うとともに得られた結果をもとに1次冷却系循環ポンプ軸受けなど設備の改良工事を実施している。また、臨界試験以降に必要な各種試験検査機器の製作を引続き行っている。

運転管理については、機能試験および改造工事のために必要な各系統の運転ならびに点検保守を行うとともに、取替品類の整備をすすめている。

炉心特性解析については、第2期出力安全解析（Ⅳ）、事故解析、燃料要素の健全性評価、簡易計算法の照射炉心への適用性評価、照射用炉心安全解析検討評価（Ⅲ）（以上東芝）、75MW環境被爆解析、照射用炉心事故解析および被爆解析（以上CRC）、照射用炉心運転監視用コードの作成（Ⅰ）（原研）、炉心性能計算（三菱総研）遮蔽計算、照射用炉心特性解析（Ⅰ）、燃料集合体流量調節機構に関する確性試験（以上三菱原子力）、照射用炉心燃料取扱い設備に関する設計検討（Ⅲ）（富士）などをすすめている。

2．高速増殖原型炉「もんじゅ」の設計

設計については、調整設計（Ⅲ）の検討および調整設計（Ⅳ）の仕様書作成を行った。

安全審査のための解析および資料作成については、核暴走事故解析（CRC）、崩壊熱曲線実験評価（Ⅱ）（東大）、高速原型炉の崩壊熱解析（原研）をすすめている。

計算コードの開発では、多本数組3次元湾曲解析コードの改良と湾曲解析（三菱原子力）、炉心熱流力特性に与える制御棒効果の計算（CRC）、1次冷却系内遮蔽用線源分布のPLANETコードによる計算およびコードの改良（IBM）などを行っている。

海外情報購入については、海外LMFBR技

術調査（ＪＡＮＵＳ）、高速炉構造設計法に関する技術情報購入（ＯＤＡＩ）をすすめている。

また、新型動力炉開発専門部会の原型炉建設計画に対する評価検討結果が原子力委員会に答申され、「もんじゅ」の具体的計画は妥当なものであり、計画どおり建設を行うのが適当であると認められた。

「もんじゅ」の建設候補地敦賀市白木地区においては、自然公園法にもとづく福井県知事の事前調査の許可が得られ、地質、気象、地震に関する調査を開始した。

3．炉物理研究開発

高速炉のバーンアップ測定と解析については、高速炉の長期燃料サイクルに関する検討、バーンアップデータによる炉心特性評価の研究(II)（以上東芝）を行っている。

炉心解析法の開発については、高速炉用炉定数の開発（Ⅴ）、高速炉用核データの評価（III）（以上原研）、核特性外挿法と精度評価の研究(II)（日立）、高速炉の増殖比に関する検討(III)（東芝）、炉定数および核データ処理プログラムの整備（三菱総研）を実施している。

遮蔽研究については、高速原型炉遮蔽材料の中性子透過実験、ナトリウムダクトから漏洩する中性子の評価（以上東大）、遮蔽定数整備評価、炉心近傍不規則形状遮蔽詳細解析コードシステムの整備（III）（以上原研）、高速原型炉主遮蔽体系の２次元輸送解析（II）（三菱原子力）をすすめている。

原型炉の模擬臨界実験と解析については、ＦＣＡによる高速原型炉模擬臨界実験（Ⅳ）、（Ⅴ）（原研）、原型炉部分模擬臨界実験解析（Ⅰ）（三菱原子力）などを実施している。

4．構造機器研究開発

4．1　「常陽」用構造機器

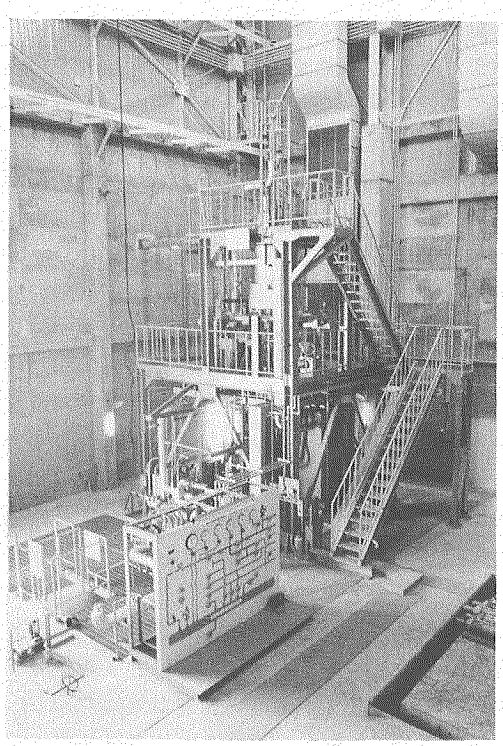
大洗工学センターの総合試験装置では、純化系を中心に運転を行った。ナトリウムポンプ試験装置では、「常陽」１次系主循環ポンプの低圧損試験を終了し、耐久試験装置では、超音波流量計の較正試験を実施中である。

委託研究では、照射用炉心制御棒のナトリウム中試験（東芝）を開始した。

4．2　「もんじゅ」用構造機器

大洗工学センターでは、燃料交換機ナトリウム中試験（III）、炉容器出口ノズル熱衝撃試験（三菱原子力）機械式バックアップ炉停止機構ナトリウム中試験、配管破断時流動安全性試験（以上三菱重工）などを行っている。また、NaK流動試験装置（三菱原子力）が完成し、試運転中である。

委託研究では、内部クランピング機構部品ナトリウム中試験（Ⅰ）、湾曲集合体大気中試験(以上三菱原子力)、燃料出入機崩壊熱除去試験（富士）が終了し、外部クランピング機構部品水中試験、内部クランピング機構ナトリウム中試験（II）、１次主冷却系逆止弁の概念設計、流量調節機構単体水流動試験（II）(以上三菱原子力)、ナトリウムサンプリング装置実寸法モデル水中試験（三菱電機）１次収納構造健全性試験（三菱重工）、回転プラグシール構造開発試験（東芝）、



写真Ⅰ　NaK 流動試験装置

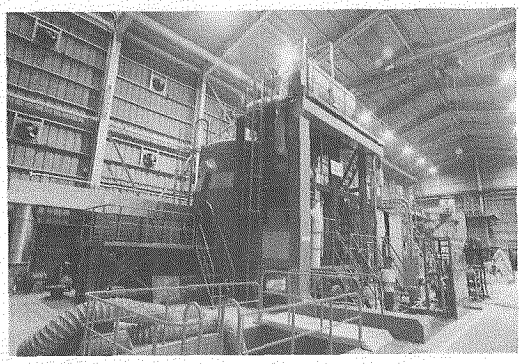


写真２　１次収納構造健全性試験装置

薄板の溶接条件の選定試験（東京螺施管）などをすすめている。

また、安全棒駆動機構、大流量電磁ポンプ（以上東芝）、炉容器入口ＩＳＩ駆動機構、同信号処理装置、原子炉容器入口ノズル熱衝撃試験体（以上三菱原子力）、１次系ポンプモックアップ（日立）などの製作を行っている。

５．計測制御研究開発

核計装については、起動系検出器の開発（II）起動系の特性試験（III）（以上原研）、炉内中性子検出器の特性試験（東芝）、自己出力型中性子検出器の高速炉内への適用化（II）（東大）を継続している。

破損燃料検出系については、破損燃料再確認装置の基礎試験（富士）が終り、プレシピテータ試験（III）（東芝）、ガンマ線検出器の開発（三菱原子力）、インパイルループ試験（V）（原研）、タギング法の開発（大洗）などをすすめている。

燃料溶融予知予防系については、熱電対の中性子照射寿命に関する調査、積分型広域反応度計の開発（I）（以上原研）、冷却材流動解析プログラムの作成（数値解析研）、高速炉異常検出系の設計と評価に関する研究（東大）などを実施している。大洗工学センターの計測機器試験ループは運転準備中である。

プロセス計装では、ナトリウム実流試験用ガイド棒方式超音波流量計の試作（三菱電機）が終り、ガイド棒方式超音波流量計基礎試験（V）（三菱電機）、直接方式超音波流量計基礎試験（V）（電中研、動燃）を行っている。大洗工学センターでは、16Ｂ電磁流量計較正試験が終了し、連続式液面計の耐久試験をすすめている。

動特性解析については、大洗工学センターのハイブリッド計算機により、50ＭＷ蒸気発生器「常陽」および「もんじゅ」の動特性解析を継続している。

試験検査用計装では、ナトリウム透視器Ａスコープ駆動装置モデルの試作（東芝）、ナトリウム漏洩検出器のγ線照射試験の準備（原研）を行っている。

６．ナトリウム技術研究開発

大洗工学センターのナトリウム技術開発室では、各ループの定検が終り、運転準備を行った。

ナトリウム分析棟では、ナトリウム分析法の開発、「常陽」の管理分析、日常分析を継続している。

ナトリウム流動伝熱試験室においては、「常陽」照射用炉心燃料集合体のナトリウム中耐久試験、「もんじゅ」単ピンナトリウム流動試験、「もんじゅ」燃料集合体ナトリウム混合効果試験、ナトリウム蒸着試験、「もんじゅ」および「常陽」照射用炉心燃料集合体の水流動試験などをすすめている。

委託研究では、蒸着ナトリウム回転抗力試験（II）、微細間隙腐食試験、コールドトラップ解体検査（以上三菱重工）、配管消火法の開発（総合安全工学研）、放射性ナトリウム除染度確認実験（三菱原子力）などを行っている。

７．燃料材料研究開発

大洗工学センターの照射燃料試験室（ＡＧＦ）では、ＪＭＴＲで照射した燃料ピン（ＪＭＴＲ－ＴＲ）の照射後試験を行っている。照射材料試験室（ＭＭＦ）では、ＤＦＲで照射した被覆管（ＤＦＲ 448／１、２、３）、制御棒材（ＤＦＲ 464／１、２）、ＪＭＴＲで照射した遮蔽材（ＪＭＴＲ－ＳＨ（II）の照射後試験、「常陽」サーベランス確認試験、インパイルクリープ炉外試験などを実施している。照射燃料集合体試験室（ＦＭＦ）では、各種機器の試運転を継続している。

東海事業所では、ペレットピンの製造技術の開発、燃料物性測定、燃料ピンの評価などを行っている。

委託研究では、燃料ピンの開発に関しては、ベント型燃料の開発（日立）を行っている。

燃料集合体の開発については、「もんじゅ」用グリッドスペーサの評価試験（II)、ラッパ管の構造強度試験（II)（以上東芝）が終り、ラッパ管の試作（住商、新日鉄)、端栓材の試作（神鋼、住電工)、「もんじゅ」および「常陽」照射用炉心燃料集合体の試作、「もんじゅ」用ラッパ管パッドの試作（以上東芝)、「もんじゅ」用グリッドスペーサの試作、ワイヤ型燃料集合体ピン間隙計算法の開発、ワイヤ型燃料集合体燃料要素の変形解析（以上三菱原子力）などを実施している。

燃料照射については、「もんじゅ」用燃料ピンのラプソディ炉における照射（Rapsodie PNC－4、5)、使用限界把握照射（DFR 332/10)を継続している。低密度燃料過出力照射（GETR）は輸送手続中、仕様検討照射および細径ピン照射（JMTR）はキャプセル製作中（東京精密）である。

被覆材の開発では、「もんじゅ」被覆管第6次試作、「常陽」照射用炉心被覆管第3次試作（以上神鋼、住金)、クリープ試験（IV)（金材研、神鋼、住金、日立)、低サイクル疲労試験(東大)、被覆材照射（Rapsodie PNC－8、9)、炭素イオン照射、急速加熱バースト試験（以上東芝）ステンレス鋼の照射特性模擬試験（III)（原研）などを行っている。

制御棒材の開発では、使用済制御材の回収試験（II)（三菱金属)、新制御棒材料の開発（東工大）を実施している。

遮蔽材の開発については、遮蔽材照射（JMTR－SH（II)(原研)が終了し、遮蔽材照射用キャプセル製作（JMTR－SH（III)(東京精密)、炉内計装用材料照射キャプセル製作（東芝)、蛇紋岩コンクリートの熱サイクル試験(電発）を行っている。

構造材料試験では、高速炉構造材料高温照射試験（I)、「もんじゅ」構造材料および溶接継手の照射前業務(以上原研)、高温照射試験(II)およびインパイルクリープ試験用キャプセル製作（東京精密)、SG材料ナトリウム中クリープ破断試験（II)(日立)、高速原型炉構造材料の高温疲れ特性に関する調査（ISES）などをすすめている。

「常温」照射装置の開発については、米国における照射装置の製作検査技術の調査（JANNUS）が終り、計測線付集合体および計測線なし特殊集合体の詳細設計、炉中ナトリウムループの照射条件解析（以上東芝）を実施している。

燃料サイクル調査では、燃料サイクルコスト解析（IBM)、照射後試験解析（CRC）を行っている。

燃料集合体の輸送試験では、「常陽」使用済燃料輸送容器の開発試験（丸紅）を行っている。

8．安全性研究開発

大洗工学センターでは、バンドルヒータによるナトリウム過渡沸騰試験、FPガス放出試験、燃料ピン接触試験、局所流路閉塞試験、配管構造物の空気中およびナトリウム中クリープ疲れ試験、クリープ座屈試験、進行性変形試験などを継続している。

東海事業所では、多ピン束燃料流出試験の準備をすすめている。

委託研究では、炉内安全性については、溶融金属可視液による基礎実験（II）（東大、東工大、阪大、船技研)、安全解析コードの開発（川重、東芝、三菱原子力、三菱総研、日立、CRC）を行うとともに、冷却材事故模擬炉内試験（CEA、GE、動燃)、反応度事故模擬炉内試験（CEA、GfK、動燃）の準備をすすめている。

構造安全性については、耐衝撃試験の詳細解析（東芝)、同簡易解析（三菱原子力）が終り、構造強度に関する研究(VII)、グリースの耐放射線特性試験の準備（以上原研)、建家と地盤の相互作用を考慮した動的解析法の開発（II)(大林組)、メカニカルスナツバ実用化試験（II)（三和鉄軌)、不整形地盤の応答解析(京大)、配管の

破損モードに関する研究（東大）、汎用非弾性解析プログラムの開発、熱応力解析コードの整備（以上ＣＲＣ）、直管の非弾性解析プログラムの開発（数値解析研）、原型炉非弾性解析試計算（Ⅰ）（川重、東芝、日立、富士、三菱原子力）、高速炉構造解析設計法の調査（溶接協会）、ハイドロリック式バックアップ炉停止機構の水中試験（三菱原子力）などを行っている。

1次冷却系流動安全性については、自然循環水中試験（三菱原子力）を実施している。

ＦＰ挙動および除去については、ナトリウム燃焼時のＦＰおよびトリチウム放出試験（Ⅰ）（日立）、ナトリウム中のＦＰ挙動に関する研究（Ⅳ）（原研）が終り、ナトリウム中のＦＰ挙動に関する研究（Ⅴ）（原研）、ナトリウム中のＦＰ除去試験、希ガス回収に関する開発研究（Ⅵ）（以上日立）、ナトリウム中のトリチウム除去試験（三菱原子力、阪大）、熱拡散によるアルゴン－クリプトンの分離に関する研究（Ⅳ）（東工大）などを行っている。

9．蒸気発生器研究開発

大洗工学センターの高速炉安全性試験室では、大リークおよび小リーク・ナトリウム－水反応試験、リーク検出器の開発、50ＭＷＳＧによる水素挙動試験の準備などをすすめるとともに、第3回蒸気発生器安全性総合試験を実施した。

小型蒸気発生器試験室では、不安定現象試験装置が完成し、試運転を行っている。

50ＭＷ蒸気発生器試験室では、50ＭＷ蒸気発生器2号機および試験装置の定検ならびに補修工事をすすめている。

委託研究では、50ＭＷ蒸気発生器1号機の材料試験（日立、三菱原子力）、ターゲット管材料検査（新日鉄）が終り、1ＭＷ蒸気発生器構造材料試験（日立）、伝熱管支持装置の確性試験（三菱原子力）を行っている。（神尾恭一）

新型転換炉関係研究開発成果抄録

昭和51年度報告（Ⅳ）

新型転換炉原型炉「ふげん」出力上昇試験法の検討（Ⅲ）炉心起動試験計画案の総合評価

株式会社　日立製作所

50.8.15～51.2.28

本研究の目的は、起動試験から出力上昇試験にいたる炉心起動試験計画案を作成し、特に燃料装荷より定格出力運転にいたるまでの炉内核計装特性を把握しそれらのトリップ設定置を決定するとともに、常温近傍臨界状態における中性子源集合体交換時および低出力時における再循環ポンプ切換時の炉心過渡特性評価を行う。また燃料側から規制された出力上昇速度制限を満たす出力上昇試験手法を確立するとともに、オンライン炉心性能計算機が故障などにより供用できない場合を想定して、原子炉プロセス量より炉心性能評価を行う簡易炉心性能評価手法の開発を行った。さらに「ふげん」と同型の先行圧力管型原子炉、SGHWR、GENTILLY－1、および軽水炉の炉心起動試験計画および実績を調査し「ふげん」起動試験計画との対比検討を行った。　（Z J 302　76－06）

炉心および圧力管系における流動特性評価（Ⅳ）

株式会社　日立製作所

50.10.1～51.4.30

新型転換炉原型炉「ふげん」の炉心および圧力管系における流動特性の評価について、大洗工学センターにおける最新の情報（1975年1月～12月）を取り入れて、「ふげん」熱設計の再評価を行うとともに、種々の状態における流動特性の評価を行った。　（Z J 302　76－11）

ＤＣＡ実験データにもとづく「ふげん」炉心特性評価（Ⅲ）ミクロパラメータ・温度反応度の解析

株式会社　日立製作所

50.12.1～51.4.30

格子ピッチ22.5cmにおけるＤＣＡ格子実験解析およびＤＣＡ温度反応度実験解析を行った。つぎにこれらＤＣＡ実験解析にもとづき「ふげん」炉心特性評価を行った。

その結果、「ふげん」炉心特性評価に関し、つぎの結果を得た。

(1) 冷却材ボイド係数は計算値と比べ負の値を示す。

(2) 局所出力ピーキング係数は約0.4％小さくなり、より安全側の値を示す。

(3) UO_2燃料のドップラー係数は約10％負側に大きくなる。

(4) UO_2燃料の冷却材温度反応度係数は計算値と比べ、約60％正側に大きくなるが、この値は炉心特性上特に問題はない。

(5) 常温時の余剰反応度は計算値よりも6％大きくなる。定格運転時の余剰反応度は1.2％Δ.K大きくなる。この結果、減速材中の液体ポイズン（B^{10}）濃度は7.5ppmから8.4ppmに増加する。

(6) 炉停止余裕（one rod stuck時）は3.7％Δ Kであり、十分安全である。

新型転換炉評価研究 基本構想取まとめ

株式会社　日立製作所

50.12.15～51.4.30

本研究は、新型転換炉評価研究 STEP －1「基本構想取まとめ」にもとづいて実施した評価研究の成果である。

新型転換炉評価研究STEP－1においては、ATR大型炉構想検討会においてプレインストーミング法を活用し検討決定された評価研究の対象となる炉型、計画条件、プラント基本諸元をもとに、評価研究を実施した。その内容としては今後実施される予定のSTEP－2のために必要な炉心ならびに原子炉構造設計仕様の決定を目的とし、構想をより具体化するための概念計画を実施し、問題点の抽出を行った。

（ＺＪ302　76－07）

重水中トリチウムの直接分離法の研究（Ⅰ） 熱的パラメトリック・ポンピングによる水素同位体の濃縮分離の基礎研究

東京大学

50.8.1～51.3.31

熱的パラメトリック・ポンピングによる重水の濃縮分離を考えると、それを記述するパラメータのうちもっとも重要なものは、吸着平衡定数の温度特性である。その指標にしたがって吸着平衡実験を行った結果、ＣＡＬ活性炭がもっともすぐれていることがわかった。25℃と75℃における吸着平衡定数の値を求め、さらにこの活性炭について、もっとも重要な速度パラメータである粒子内有効拡散係数を求めた。

（ＺＪ360　76－01）

圧力管集合体延長部材料の照射脆化の評価検討 ＳＵＳ50Mod・母材ならびに溶接部の照射脆化特性の検討結果報告書

株式会社　日立製作所

49.11.15～51.3.15

新型転換炉原型炉「ふげん」の圧力管集合体の延長部の一部およびカランドリア管のロールドジョイント用内リング材としてマルテンサイト系ステンレス鋼（以下ＳＵＳ50Mod・ＴＰという）が用いられる。本SUS50Mod・TP材は、異種金属接合部（ロールド、ジョイント部）およびオーステナイト系ステンレス鋼との溶接部に使用されることから、一般の13クロム系ステンレス鋼にNiを添加し、新しく開発した高強度、高靱性材料である。また炉心近傍にも使用され、高速中性子の照射を受けるため、照射による影響を正確に把握する必要がある。非照射材の特性試験結果は、すでに行われ、報告されている。したがってSUS50Mod・TP母材ならびに同溶接部の照射による機械的性質に与える影響を調査しまとめたものである。

（ＺＪ302　76－09）

圧力管集合体延長部材料の応力腐食特性試験結果報告書

株式会社　日立製作所

49.10.1～51.3.20

新型転換炉原型炉「ふげん」の圧力管集合体の延長部の一部およびカランドリア管のロールド・ジョイント用内リング材としてマルテンサイト系ステンレス鋼（以下SUS50Mod・という）が用いられる。

SUS50Mod. は13%Cr鋼にNiを3.5%添加した新材料で、強度および靱性、特に低温靱性の点から焼もどし温度を620℃に決定したが、この温度で焼もどしすると組織中に残留オーステナイトを15%程度含むため、一般のオーステナイト系ステンレス鋼に見られる応力腐食割れ(Stress corrosion cracking)をおこす懸念がもたれた。そのため SUS50Mod. の42%$Mgcl_2$沸騰水溶液および高温高圧水中におけるSCC感受性を検討したものである。なお本特性試

験はSCC試験の第2段階として実施した定荷重法を用いた試験の結果を取りまとめたものである。（Z J 302　76－10）

新型転換炉燃料被覆管の局所歪に関する研究

東京大学
49. 11. 11～50. 3. 31

ATR　燃料被覆管において、UO_2ペレットの割れおよびその後のPellet-Clad Interactionにより、管に生ずる局部歪の評価法を検討するために、この状態を単純化した力学的モデル試験を行った。すなわち、室温下においてZry-2リング試験片を等分割ダイスにより内部より拡張し、試験片外周の歪分布を測定するとともに、歪分布におよぼすダイス分割数の影響、ダイスと試験片間の摩擦係数の影響、ダイス初期クリアランスの影響を調べた。

この結果、最大歪はダイス間隙の中央より2～4°離れた位置に発生すること、その歪集中率は最大歪1.5～2%において1.5～2程度であることかつ、歪集中率はダイス分割数の増加、摩擦係数の減少、ダイス初期クリアランスの増加につれ減少する傾向にあることをあきらかにした。

ただし、本実験において測定される外周歪は膜歪と曲げ歪を含むこと、実験条件が実働条件より相当異なりかつ制限されたものであること、平面歪状態ではなく平面応力状態に近いことなどの欠点があり、この結果を一般化するにはなお難があり、本研究の成果を普遍化するためには、解析的手法を開発して、さらに検討をする必要がある。（Z J 360　76－03）

特殊燃料第6次核熱検討

株式会社　日立製作所
50. 12. 15～51. 5. 31

本報告では英国のWinfrith SGHWRで耐久試験を目的として照射された特殊燃料の、照射中におけるプラント核熱条件をもとに、運転条件下での最小限界熱流束比（MCHFR）を求めることにより、特殊燃料の熱的健全性の基礎データを得た。

おもな検討結果をつぎにしめす。

(1) SGHWRにおける特殊燃料（SGHWR－B集合体）の照射レポートにより、照射経過を明らかにしSGHWR－B集合体の照射中の運転データをまとめた。

(2) SGHWRで照射中の特殊燃料のMCHFRを求めた。照射期間を通じてのMCHFRの最小値は軸方向出力分布をChopped Cosine分布とした時、1.94であった。（ZJ 302　76－14）

高速増殖炉関係研究開発成果抄録

昭和51年度報告（II）

「常陽」照射用炉心燃料取扱設備に関する設計検討（II）

富士電機製造株式会社
50．9．10～51．3．15

高速実験炉「常陽」照射用炉心のために、燃料取扱設備を対象とした設計検討を行った。今回の設計検討は前回の予備検討に引続き、燃料取扱設備で照射用炉心燃料を取扱うことを前提として機器設備の改造の要否および改造内容を検討したものである。

照射用炉心では、燃料集合体の構造が変るほか、出力密度なども増加するので、その使用済燃料を燃料取扱設備で取扱うさいの冷却機能と放射線しゃへい機能とに重点をおいて検討した。

燃料取扱設備では、冷却機能に関連し、トランスファロータ、燃料洗浄設備および燃料缶詰設備などに部分的な改造を要し、放射線しゃへい機能に関連し、燃料出入機などに改造を加える必要のあることが判明し、改造案をまとめた。

設備の改造にさいしては、今後関連系統との取合条件を調整確認する必要がある。

（S J 203　76－03(1)）

「常陽」運転監視用詳細計算システムの検討と改良高速実験炉運転監視用コードの作成（V）

日本原子力研究所
51．5．15～51．11．30

1974年度までに完成した詳細核計算サブシステムHONEYCOMBと詳細熱水力計算サブシステムFDCAL－3について、「常陽」の最新の設計データを入力してテストランを行った結果をもとに、1975年度に下記の改良が施された。

(1)　FDCAL－3の計算経路選択方法の整理と、細部の修正
(2)　11核種のγ線生成定数の完成
(3)　六角格子粗メッシュ拡散モデルの臨界計算におけるメッシュ・サイズの影響の検討
(4)　制御棒非均質効果評価法の決定
(5)　ピン出力分布計算ルーチンの組込み方法の決定
(6)　簡易計算サブシステムへの転送データ項目の決定

本報告書では上記の改良について概略が述べられている。一方、1971年度以降の全成果については、別に総合報告書が執筆されている。MARK－I炉心については、1975年度を以ってコードシステムの開発は終了し、1976年度はMARK－II炉心への適応化の作業が行われる。

（S J 250　76－06）

多集合体間熱計算コードの開発（II）

東京芝浦電気株式会社
51．1．13～51．4．30

高速炉の集合体間の熱移動を考慮して炉心内の冷却材およびラッパ管定常温度分布を3次元計算する多集合体間熱計算コード（昭和48年3月動燃事業団の委託により実施、提出済のコード）を改良して2－TDNコードを作成し、このコードの計算定数である総括熱伝導度を計算するSWIRL－Uijコードを作成した。

また、これらのコードを使用して、「もんじゅ炉心」を対象に、計算定数の検討と作成、および多集合体温度計算と評価を行った。

その結果「もんじゅ炉心」を対象にした多集合体温度計算では、制御棒と中性子源に関してまわりの集合体からの熱流入による冷却材温度上昇が見られた。

また、2－TDNコードの集合体内領域の計算モデルの確認の目的で行った、同条件のもとでのSWIRLコードと2－TDNコードの計算結果の比較では、集合体内6等分の三角形領域での流量、温度ともに両者の間で数%の範囲で一致した。　（SJ201　76－07）

高速増殖原型炉「もんじゅ」動特性解析コード（調整設計(II)）取扱説明書

東京芝浦電気株式会社
51．1．20～51．6．30

高速増殖原型炉「もんじゅ」のプラント動特性解析コード（DYNAST－II）を開発した。これはさきに開発した「もんじゅ」プラントの系統および機器熱衝撃解析コード（DYNAST）をもとに調整設計（II）にもとづいて改修を加えるとともに、主循環ポンプ、非常用給水ポンプ、系統機器や配管の熱容量、蒸発器分割メッシュの取扱い、気水分離器などのモデルの追加あるいは変更を行ったものである。

このコードはプラントの主要系統および機器の熱過渡条件の評価、種々の過渡変化、タービントリップなど異常時のプラント動特性解析を可能としている。　（SJ201　76－10）

高速増殖原型炉「もんじゅ」特動性解析コード ハイブリッド計算機によるプラント起動・停止（調整設計(II)）取扱説明書

東京芝浦電気株式会社
51．1．20～51．6．30

動燃事業団が計画中の高速増殖原型炉「もんじゅ」のプラント起動・停止動特性解析をハイブリッド計算機を用いて、迅速かつ経済的に行う計算コードを開発した。

これはすでに昭和50年3月に開発した「もんじゅ」プラントの系統および機器熱衝撃解析コード（SJ201　75－08）のうちの「LMFBR起動・停止シミュレーションコード」をハイブリッド化するとともに、新たに原子炉未臨界から核加熱開始の範囲および30%出力から定格出力までの範囲も取扱えるように改修したものである。

このコードの作成によって「もんじゅ」プラントの起動・停止運転時の特殊な運転条件および複雑な運転操作手順に派生する諸問題の解明が容易になった。　（SJ201　76－11）

炉心流量配分誤差解析コードの改良

三菱原子力工業株式会社
50．9．1～51．4．30

49年度に開発した「ORIFS」、「P．F．D」について、50年度は、不確定因子の取り扱いをより一般化し、収束計算法、確率計算手法などを改善して、計算時間を短縮し、圧力損失の経時変化に関して、経時変化の異なる集合体間の流量相関を評価できるよう、コード改良を行った。

この改良コードを用いて、「もんじゅ」炉心を対象として、大洗における第1回ナトリウム流動試験データおよび最近の流動試験、試作データにもとづきサンプル計算を行った結果以下のことが明らかになった。

1）圧損経年変化による流量変動は、燃焼にともなう出力変化と相殺する。
2）圧損経年変化による炉内圧損の増加は、たかだか5%程度である。
3）発生確率下限10^{-15}の場合、燃料集合体流量のノミナル値からの変動幅は1.5%～3.6%

で、1点的評価法の7割程度に減少している。

なお、これはいくつかの前提条件で評価した結果で、今後、本コードを実機流量調節機構設計に利用するためには、集合体内構成要素の製作公差にもとづく流動抵抗値の局所的変動効果、オリフィス部製作公差にもとづく流動抵抗の変動効果などの流動試験を実施することが望まれる。　（S J 206　76－10）

バーンアップデータによる炉心特性評価の研究

東京芝浦電気株式会社
50．8．1～51．2．27

高速実験炉「常陽」の運転データから得られるバーンアップデータを利用して常陽の設計に用いた手法を確認し、さらに大型炉の設計へフィードバックさせる場合の問題点を炉物理的観点から検討した。出力分布・燃焼度分布、増殖特性、燃料核種の実効捕獲断面積、Am・Cm生成量などの予測精度を向上させるために常陽で測定すべき項目や精度について評価した。実効断面積の評価法としては、感度係数法にもとづいた評価モデルを作成し、数値実験によりモデルの妥当性を検証した。　（S J 201　76－03）

ナトリウムダクトから漏洩する中性子の評価（I）

東京芝浦電気株式会社
50．10．6～51．4．30

高速炉の遮蔽体を貫通するナトリウム配管から漏洩する中性子の評価を目的とし、アルベドモンテカルロコードMORSE－ALBを開発し、その適用性を調べた。まず計算に用いるアルベドの定義を調べ、1次元Sn輸送計算コードANISNを用いてコンクリート、黒鉛およびコンクリートとその表面を覆う薄い不銹鋼からなる2重層の半無限大厚平板アルベドを計算し、その結果を検討した。

以上に得たアルベドデータとMORSE－ALBコードを用いてナトリウム屈曲ダクトの模擬体系を解析し、2次元S_{16}輸送計算の結果と比較した。その結果、同程度の計算時間でS_{16}輸送計算とfactor 2以内で一致することがわかった。

したがって、アルベドモンテカルロ法がナトリウム配管（3次元的形状）から漏洩する中性子を評価するのに充分実用的であるといえる。
（S J 201　76－06）

ナトリウムボイド反応度計算手法の開発（II）

東京芝浦電気株式会社
50．11．1～51．5．31

高速炉体系のナトリウム・ボイド反応度を正確に予測するために、計算手法上の問題点を検討し、かつ最善と思われる手法を用いてZPPR－3 Phase 3炉心におけるボイド実験の解析を行った。そしてMZA、MZB、ZPPR－2などこれまでなされた実験解析の結果を再整理して、「もんじゅ」炉心のボイド反応度の予測法を検討した。そしてここで推奨された予測方法を用いて「もんじゅ」のボイド反応度分布および最大ボイド反応度の予測値を算出した。
（Z J 201　76－08）

高速原型炉主遮蔽体系の2次元輸送解析

三菱原子力工業株式会社
50．9．1～51．3．30

高速原型炉の主遮蔽体系は、遮蔽プラグと原子炉容器室遮蔽壁とから構成されている。本研究では、この主遮蔽体系まわりの中性子束分布を、2次元離散座標輸送計算コード(DOT－III)を用いて解析し、設計への適用性の評価を行った。

結論として

1）　ボイドを含む主遮蔽体系まわりの設計手法として、2次元離散座標輸送計コード（DOT

－Ⅲ）は、非常に有効であることを確認した。

2）　ペデスタル部下面、および遮蔽プラグ下面での中性子束レベルは、炉容器室ピットでのストリーミング成分により相当高くなるため、この効果を設計で充分考慮する必要がある。

3）　高速増殖原型炉の遮蔽設計値の詳細な評価を行うためには、a)狭いボイド領域でのS_N分割法、b)領域分割接続計算法の精度、c)計算上の近似の精度、などについて充分検討する必要がある。　（S J 206　76－05）

JAERI－Fast Set Version Ⅱ の改訂（1） U－235、U－238、Pu－239の 1 MeV以上の核分裂断面積、 およびU－238非弾性散乱断面積の改訂

日本原子力研究所

50．6．2～51．5．31

昨年度実施されたJAERI－Fast Version 1－RsetによるMZA、MZBの解析の結果指摘された中心反応率比$^{238}U\sigma f / ^{235}U\sigma f$の計算値と実験値との不一致の原因と考えられる、重い核種の核分裂断面積および$^{238}U\sigma in$断面積についての検討を行い、これら核種についての改訂を行った。MeV領域の^{238}U、^{235}U、^{239}Puの核分裂断面積については、再評価を行い改訂した。U－238のσin断面積については、感度解析からの結果からリコメンドされたENDF／B－Ⅳのデータにより改訂を行った。これらの改訂により、問題となっていた$^{238}U\sigma f / ^{235}U\sigma f$の中心反応率比は、十分改善された。

（S J 250　76－07）

高速炉用炉定数の開発（Ⅳ） 高速原型炉「もんじゅ」の 燃焼特性と出力分布特性の評価

日本原子力研究所

50．6．2～51．5．31

詳細設計中の原型炉「もんじゅ」の核特性のクロス・チェックを目的とし、この炉の実効増倍率、燃焼特性および出力分布を原研で開発した高速炉用炉定数セット、JAERI－Fast 25群断面積セット・Version Ⅱを用いて評価した。実効増倍率は、三角メッシュ拡散近似により、初装荷炉心でKeff＝1．0253、平衡炉心でKeff＝1．0236である。燃焼による反応度損失は、2次元R－Z体系に対する燃焼コードAPOLLOによる計算によって、123日間に対して、初装荷炉心で2．31％△k/k、平衡炉心で2．56％△k/kである。

出力分布は、9本の粗調整制御棒が完全に挿入された体系に対して、拡散近似で評価した。最高出力燃料集合体の平均出力密度は、初装荷炉心で435w/cm³、平衡炉心で416w/cm³である。

この報告書は、上に述べた値に対する、原子炉モデル、計算条件および計算方法の相異による影響の検討結果も含んでいる。

（Z J 250　76－08）

高速炉用炉定数の開発（Ⅳ） ZPPR－3 Phase 1 Aおよび Phase 1 B 炉心における 制御棒反応度価値の実験解析

日本原子力研究所

50．6．2～51．5．31

ZPPR Assembly 3のPhase 1AおよびPhase 1 B炉心にて行われた天然ボロン制御棒の反応度価値の実験を、新たに修正されたJAERI FAST断面積セット（JFS－V2）とわれわれの核計算コードとを用いて解析した。本解析の基準計算は、2次元XYモデルにおける25エネルギー群の非等方拡散近似である。この計算に用いる実効巨視断面積は、制御棒チャンネル、炉心およびブランケットを構成するセルの中の非均質物質配列を考慮して、衝突確率法にもとづくセル計算コード「PIGEON」を用いて作成した。また、拡散係数の異方性はP．Benoist の方法を適用することによって考慮してい

る。

すべての制御棒位置での計算値と実験値との比C／Eは、Phase 1 A炉心で1.09～1.30、Phase 1B炉心で1.06～1.23となり、計算値は実験値をかなり過大評価しており、かつ、C／E値間の相違も大きい。しかしながら、異った実験方法による実験値間の相違も1～25%あり、実験値に対する検討も必要である。

（Z J 250　76－09）

JAERI－Fast Set Version－II によるドップラー効果の解析

日本原子力研究所
50.6.2～51.5.31

JAERI－Fast Set VersionIIの炉定数評価のためにドップラー効果の実験解析を行った。解析は、体系全体でのドップラー実験（ＳＥＦＯＲ）および集合体中心でのサンプルドップラー実験（ZPPR－2、ZPR－3－47）の2とおりの実験データに対して行った。ドップラー反応度は1次元および2次元拡散摂動近似で計算した。解析計算の結果、JAERI － Fast Set Version－IIは実験値と良い一致を示した。

（Z J 250　76－10）

高速炉用炉定数の開発（Ⅳ） JAERI－Fast 25群定数セットの 高^{240}Puを含むプルトニウム 装荷高速炉への適用性 ＺＰＲ－6 Assembly 7 シリーズの解析

日本原子力研究所
50.6.2～51.5.31

大型商業用高速炉の燃料であるプルトニウムは、軽水炉などの熱中性子炉取出しプルトニウムであると考えられ、このプルトニウムは^{240}Puを多く含むものである。このような^{240}Puを多く含むプルトニウム雰囲気での高速炉の炉物理実験がＺＰＲ－6 Assembly 7で行われた。本報告書は、比較的cleanなプルトニウム（12 w/o ^{240}Pu）とdirtyなプルトニウム（27 w/o ^{240}Pu）の装荷炉心の実験をJAERI － Fast Set Version 2を用い解析し、本断面積セットの高^{240}Puを含むプルトニウム炉心解析への適用性を検討したものである。実験項目は、実効増倍率、反応率比と中心物質反応度価値である、特に中心物質反応度価値のＣ／Ｅが1より、かなり大きくなるこのを除けば、Ｃ／Ｅは1に近く、Cleanプルトニウム装荷高速炉とdirtyプルトニウム装荷高速炉間のＣ／ＥはconsistentでＡる。

（Z J 250　76－11）

高速炉用炉定数の開発 ＺＰＰＲ－3炉心系の実験に 使用している模擬物質板の “PLATEDATA”の作成

日本原子力研究所
50.6.2～51.5.31

ＺＰＰＲ－3炉心系の実験に用いられている数多くの模擬物質板の“PLATEDATA”を、物質板配列による非均質効果を含めた詳細な実験解析を行うために作成した。この“PLATEDATA”は、物質板の名称、物質板の厚さおよび物質板に含まれるすべての核種の原子数密度からなり、したがって、一次元板状セル計算コードの直接的な入力データとして使用することができる。

この“PLATEDA”によって計算したセル平均原子数密度は、ＺＰＲ－ＴＭ－105、111に報告されたセル平均原子数密度とよく一致し、主要核種については0.5%以下構造材核種については1%以下で、それぞれ一致している。

また、“PLATEDATA”作成のために必要な多くのデータを収集し、まとめて報告している。

（Z J 250　76－12）

高速炉用炉定数の開発 ZPPR－3、MZC BN (Q、R)および MZB(2)炉心における 各種反応率分布実験の解析

日本原子力研究所

50.6.2～51.5.31

高速増殖原形炉「もんじゅ」を、開発するにあたり、設計の基礎データとなる、高速炉用炉定数の研究開発がすすめられている。この研究の一環として、米国の臨界実験装置「ZPPR」のAssembly 3で測定された、各種反応率分布実験について、解析を行った。

また、前に報告された、英国の臨界実験装置「ZEBRA」で行われた、MZC BN(Q、R)、MZB(2)炉心の反応率分布実験の解析の中で、計算値と実験値の一致が悪く、問題点として指摘された反応率分布について、再度解析した。

計算は、改定されたJAERI－FAST Version II 25群断面積セットを使用し、2次元X－Y体系での計算を行った。計算の結果、各反応率の計算値は、Inner Core、Outer Core領域では、実験値と一致し、両者の差は、ほぼ5％以内におさまる。しかし、Blanket領域では、計算値と実験値の差が大きく、その差が5％～50％にもなる。今後、共鳴エネルギー領域の中性子束の検討などが必要であると考えられる。

（ZJ250　76－13）

「もんじゅ」炉心における ナトリウムボイド係数の計算および ZPPR3 Phase3炉心の ナトリウムボイド反応度の実験解析

日本原子力研究所

50.6.2～51.5.3

高速原型炉「もんじゅ」炉心におけるナトリウムボイド係数の計算を行った。使用した炉定数はJAERI－FastセットVersion 1 RとVersion 2である。ナトリウムボイド係数は、内側炉心6領域、外側炉心2領域および軸方向ブランケットについて空間依存性を求めた。

Version 2は、Version 1よりも20～30％大きな値を示す。また最大反応度は、Version 2で約1％△K／Kであった。

つぎにZPPR 3 Phase 3炉心において行われたナトリウムボイド反応度の測定の解析をVersion 2セットを用いて行った。反応度は三次元拡散計算にもとづいて摂動計算で求めた。標準炉心の中性子束と随伴中性子を用いた一次摂動計算では、測定値よりかなり小さい値となった。しかしボイド時の中性子束を用いると大巾に結果は改良され、測定との一致は良くなった。最大反応度のC／Eは約0.8である。これからの結果からVersion 2セットは、Version 1セットよりも良い結果を与えることが予測される。

（ZJ250　76－14）

高速増殖原型炉流量調節機構 単体水流動試験

三菱原子力工業株式会社

50．2．1～51．2．10

高速増殖原型炉「もんじゅ」炉心部の流量調節機構の実尺大模型による温水流動試験を行った。まず、基礎試験において、流動抵抗に関するオリフィス孔径などの形状因子、嵌合部漏洩量および構成要素間の角度ずれの影響を求めた。この基礎試験にもとづき、「もんじゅ」炉内流量配分計画に適合する流量調節機構の形状寸法を決定し、その模型で流動抵抗係数を確認した。さらに、エントランスノズルと連結管間の微小間隙漏洩抵抗を測定した。

本試験の主たる成果はつぎのとおりである。

① オリフィス孔径が均一な場合、一次近似としてオリフィス総面積と抵抗係数の定量的相関を得た。

② オリフィス孔径が不均一な場合、上記の相関は成立しない。

したがって今後この因子を含む特性を把握する試験を実施する必要がある。

③ 連結管スリット幅がオリフィス孔径の1.5倍以上の場合、抵抗係数に対するスリット幅および角度ずれの影響は小さい。

④ 漏洩抵抗は従来の矩形扁平流路に対する計算値とほぼ一致する。　（S J 206　75－18）

計測線付燃料集合体・基本設計 III

東京芝浦電気株式会社

51．3．18～50．10．30

本設計は、昭和48年度の「計測線付燃料集合体基本設計II」に引続き、これまでの概念を変えていわゆる「常陽」の制御棒駆動機構型（以後ＣＲＤタイプと呼ぶ）計測線付燃料集合体について行ったものである。ＣＲＤタイプの場合の大きな特徴は試料部と下部案内管に分割してストロークを小さくできることにある。このため従来のチューブシールの軸シールがベローズシールで可能となりシール性がより確実になった。また、今回の設計では、試料部を高速原型炉「もんじゅ」の燃料仕様に合せて設計を行った。

本設計の結果、ＣＲＤタイプの計測線付燃料集合体が現状の「常陽」プラントから推定して常陽照射用炉心への使用が基本的に可能である見通しができた。ただし基本設計IIでも報告したとおり、数多くの開発研究を実施して、問題点を解決していかねばならないであろう。

（S J 201　75－30）

ナトリウム透視装置ナトリウム中試験

東京芝浦電気株式会社

50．3．1～50．12．25

ナトリウム冷却高速増殖炉において液体ナトリウム中で燃料交換時に燃料集合体の識別とその位置の確認を行う「垂直透視（Ｃスコープ）型ナトリウム透視装置」の開発がすすめられている。

前回は試作された装置について水中評価試験を行い、その有効性は確認されたが、今回は駆動部を中心にナトリウム中での問題点の摘出を目的としてナトリウム中試験を実施し、つぎのような結論を得た。

① 駆動部のナトリウム中での動作はナトリウム中摺動部に起因すると考えられる不安定さが見られたが、ナトリウム中の不純物レベルを低くし、組立て精度を上げれば1週間程度の連続動作は可能であることが確認された。

② ナトリウム中で長時間にわたって安定に駆動部を動作させるためには、ナトリウム中摺動部を中心に改造する必要がある。

③ 超音波を発受信するトランスジューサ自身は、最高350℃のナトリウム中で実質1ヶ月余にわたって安定に動作した。しかし超音波のナトリウム中での発受信はナトリウム中の不純物の影響を受けた。

④ 液体ナトリウム中（300℃～200℃）での透視像は水中と同程度のものが得られた。さらにこの範囲のナトリウム温度に依存しないことも確認された。　（S J 201　75－33）

核計装出力系の開発（Ｉ）

三菱電機株式会社

50．8．20－51．6．30

高速炉の核計装出力系用中性子検出器としてＣＩＣ2本が国内において試作された。ここでは、このＣＩＣの特性試験を 200℃までの温度について実施し、その結果をもとに「もんじゅ」への適用可否を検討した。

室温試験の結果はつぎのとおりであり試作仕様を満たしていることがわかった。

(1) 熱中性子感度は

5.2×10^{-14} A/nv（No.1）

5.1×10^{-14} A/nv（No.2）であった。

(2) 非補償時γ線感度は

1.7×10^{-11} A/R/hであった。

(3) 絶縁抵抗はすべて$1\times10^{13}\,\Omega$以上であった。

(4) γ線の補償は、補償電圧を調整すれば100％の補償が可能であった。

また200℃までの高温試験および高γ線試験の結果、つぎのことがわかった。

(1) 熱中性子感度の温度変化は認められなかった。

(2) 非補償時γ線感度の温度変化は2％以内であった。

(3) リーク電流は各温度とも5×10^{-12}A以下であった。

(4) 出力電流は各温度とも約10^{10}nvについても500Vで99.8％以上に飽和している。

(5) γ線補償特性は高温になると補償不足の側にずれ室温から200℃の変化で補償率は約2％変化する。

(6) γ線補償特性は、線量率が高くなると補償過多の側にずれ10^{3}R／hから10^{4}R／hの変化で補償率は約3～5％変化する。

（S J 223　76－03）

過電流式速応性温度流速計検出器の加熱温度試験

株式会社　横河電機製作所

50.10. 1～51. 5. 31

案内管挿入型の渦電流式温度流速計は、冷却材直浸型に較べると構造的に熱衝撃に強く、また検出器に故障が発生した時にも交換が容易である。しかしながらその反面、炉心からの多量のγ線照射によって、検出器温度が周囲冷却材温度よりかなり高温になるという欠点を有しており、コアに磁性材料を含む検出器においては、温度がそのキューリー点を超える可能性もある。したがって、検出器の温度上昇量の見積りと、その対策はきわめて重要となってくる。

この目的のために、冷却材ナトリウムにかえて溶融ハンダを使用した、流速計装着部分の模擬体を製作した。そして検出器のコイルをシースヒーターで置き換えることにより、ヒーター熱出力、ハンダ温度、検出器－案内管間のギャップ、あるいは検出器コア材料、対流条件といったさまざまな条件を変えながら、それらに対応する検出器の温度を空気雰囲気において測定した。さらに検出器温度を下げる一手段として、ヘリウムガスを検出器周囲にパージする実験も行った。　（S J 248　76－01）

超音波高温プローブによるナトリウム流量測定法（III）伝音材および楔材料の検討

電 力 中 央 研 究 所

49. 6. 1～50. 3. 10

昭和48年度においては、高温用振動子として$PbTiO_3$より$LiNbO_3$の方がよく、また$LiNbO_3$（Z－Cut）のステンレス鋼にて作製した楔への伝音材はセラマコートNo.512がよいことが確認され、これらによって組立てられた試作プローブにより大洗工学センターのナトリウムタンクで実験を行ったが、タンクを通しての超音波透過波が受信できなかった。

よって今年度においては、超音波が受信できなかった原因を探究すべく、振動子単体の感度比較、常温用伝音材でステンレス楔にとりつけた時の振動子の感度、高温用伝音材で楔に取付け加熱した時の感度などを、市販の淡水流量測定用プローブの振動子PZTと比較した。

その結果高温伝音材および高温伝音材の接着方法、楔の配管への取付方法をさらに検討する必要があると考えられるとともに、楔の材料としてもステンレス以外のものについて検討する必要があると思われた。　（J 256　75－03）

カバーガス中不純物のナトリウムへの移行挙動研究

日本曹達株式会社

50. 9. 10～51. 3. 15

本研究はN_2、O_2、H_2、CH_4、CO_2などの不純物を含むArを溶融Naのカバーガスとして使用した場合、それらの不純ガスのArからNaへの移行速度調査を目的としたものである。実験は300～500℃のNaに一定組成の不純ガスを含む

Arガスを接触させ、そのさいのガス濃度変化をガスクロマトグラフイにより測定し、Naとガスの反応速度などを調べた。結果においてCO_2、CH_4に関してほぼ満足な測定値が得られ、反応速度定数、活性化エネルギーを求めれたが、O_2に関しては反応が速すぎるため、正確な知見が得られず、より迅速な測定手段が必要と思われる。

また、N_2に関してはまったく反応性が認められず、予測していたとおりであった。

H_2についてはNa温度とH_2濃度の間に平衡関係があり、その範囲内のH_2濃度では反応がすすまないことがわかった。　（S J 270　76－01）

高速増殖炉遮蔽用、蛇紋岩コンクリートの熱サイクル実験（II）

電源開発株式会社
50．6．1～51．3．20

本研究は、高速増殖炉炉容器周辺の遮蔽材候補材料として、結晶水を多量に含む蛇紋岩を用いたコンクリートについて実際の炉の運転状態を考慮した熱サイクルによる物性変化を実験的に求めたものである。

すなわち、骨材は蛇紋岩の砕石・砕砂、結合材として普通ポルトランドセメントを用い、単位セメント量の異なる3配合のコンクリートについて50～200℃の熱サイクルを200回まで継続し、この間、物性の変化を50℃の温度状態において測定するものであり、現在100サイクルを経過した。

100サイクルまでの実験の結果、圧縮強度の低下は各配合のコンクリートとも熱サイクルの影響は無視できる程度であるが、その他の物性は熱サイクル直後に一定高温加熱と同様大きく変化する。しかし、各物性ともそれ以後には大きな変化が認められない。また、配合が異なっても熱サイクルの影響に差が認められない。

熱サイクルにおける温度がコンクリートの各物性に与える影響は、この実験結果ではサイクルの上限温度と考えても大差がないようである。

（S J 230　76－01）

制御棒材料としての希土類元素に関する研究（II）

東京工業大学
50.11.10～51.3.31

ユーロピウムはその核的性質として、中性子吸収断面積が大きく、また（n、α）反応によるHeの発生がほとんどなく、吸収体としての核的な寿命が長いため高速増殖炉の制御棒材料として有望視されている。制御棒材料として使用する場合化学的に安定な、酸化物Eu_2O_3として用いられるが、これは約1,100℃付近で相転移する。第一章ではこの相転移の速度と加熱雰囲気の影響を研究し、真空中ならびにHe中では転移速度が遅くなることを見出した。そして転移速度と化学量論からのはずれおよび酸素あるいは水蒸気分圧との関連について考察した。また第2章ではEu_2O_3の弾性率の気孔率依存性について研究している。Eu_2O_3の弾性率の気孔率依存性の大きさを他の希土類酸化物のそれと比較し、希土類酸化物ではその大きさはほとんど同程度であることを示した。また理論密度における弾性率を求め、希土類元素のカチオン半径とヤング率との関係について考察した。

（J 261　76－01）

直管非弾性解析コード TEPC－1　開発報告書

株式会社　数値解析研究所
50．4．30～51．3．20

直管の熱非弾性解析の専用プログラムTEPC－1を開発した。本プログラムはANSYS、MARCなどの大型汎用プログラムに比較して一段と低コストで解析することが可能である。プログラム温度解析から応力解析まで一貫して有限要素法を用い、非弾性解析は初期ひずみ法、非定常温度解析はtime－space法によっている。

報告書では、このプログラムの背景となる理論、解析能力、およびいくつかの試計算の結果などを列挙している。　（S J 299　76－01）

高速増殖炉蒸気発生器の安全性信頼性に関する調査研究

社団法人　日本機械学会
50．5．26～51．5．31

本報告は、動燃事業団の依託をうけて、日本機械学会研究協力部会の当研究分科会が過去7年間にわたる研究と調査の総まとめとしてNa－水反応を中心とする蒸気発生器の安全性と信頼性について解説的にその成果を集約報告したものである。

本研究分科会はすでに過去に5冊の報告書を提出しているので、それらと本書とを合わせることによって、現時点としては、おそらく世界にも類を見ないNa冷却蒸気発生器の安全性についての将来を見とおせる総合テキストを形成するものであろう。

本書の内容は安全設計と評価、小リークの解析と検出、大リークの解析の三大項目に分かれて記述されている。

また全体の最後には上記各項目についての総合的考察と今後のR＆Dの提言が示されて、今後の研究開発への指針を与えている。また付録として、各国の関連実験設備の表、計算コードの概要紹介、各種の関連物性値表、用語と略語解説、換算表などがおさめられている。

（S J 254　76－01）

「常陽」2次冷却系配管材クリープ試験（Ⅰ）耐久試験ループによる8000時間浸漬の影響

動燃高速増殖炉開発本部
48．3～50．12

高速実験炉「常陽」2次冷却系配管材として使用されている2¼Cr－1Mo鋼のクリープ特性におよぼすナトリウム環境の影響を明らかにするために、「常陽」と同一製造履歴を経た配管を約470℃のナトリウムに約8000時間浸漬したものと、浸漬前のものとについて、470℃、520℃、600℃の温度条件で最高10000時間を目標に大気中クリープ試験を実施した。

長時間のクリープ試験はまだ継続しているがこれまでの試験結果では、ナトリウム浸漬材と浸漬前材とでは、クリープ破断強度の一貫した有意差は見られず、ナトリウム環境の影響もきわめて少ない。また「常陽」2次冷却系主配管の設計条件である「最高設計温度520℃、設計使用期間131500時間」でのクリープ破断応力は、Larson－Millerパラメータ法により外挿すると、9.9kg／mm²の値となる。

（S N241　76－02）

高速実験炉「常陽」総合機能試験1次冷却系配管振動試験（常温空気中）に関する試験結果報告書

動燃大洗工学センター
50．4．22～50．5．12

本報告書は総合機能試験の一つとして行われた一次冷却系配管振動試験のうち常温空気中試験についての結果を記するものである。本試験は、高温ナトリウム中試験にさきだって実施されるもので、安全上1次冷却系配管が二重管構造を採用していることから、あらかじめその力学的特性を実験的に解析した結果の確証を得ることに主眼をおき、さらに最適な加振点、測定点などを含めた試験方法および測定方法を確立することを目的としている。

上記目的にしたがい、1次冷却系配管のうち二重管構造をなす1次主冷却系および1次補助冷却系配管さらに比較のため単管としての1次アルゴンガス系配管を供試体として振動試験を行い、つぎの結論を得た。

(1)　固有振動数および減衰定数についての測定結果と計算値との比較およびこれらと設計用

床応答スペクトルとの対応から1次冷却系配管全般についての設計計算の妥当性と安全性が確認された。

(2) 試験方法および測定方法については、多くの知見が得られ併せて、その妥当性が確認された。このことにより、高温ナトリウム中における試験も支障なく実施できる見通しが得られた。　（ZN941　75－104）

ナトリウム流動伝熱試験装置、主加熱器旧加熱器の検査と新加熱器の性能評加

動燃大洗工学センター
49．10．1～49．12．31

ナトリウム流動伝熱試験装置に設置されている主加熱器は約15,000時間、高温ガス雰囲気および高温ナトリウム中で使用されたあと伝熱部の交換工事が行われた。

解体した伝熱管、ヘッダは目視検査、寸法検査を実施し、伝熱管の外径減少、伝熱管表面燃焼ガス側のフェライト含有率の増加、溶接部の一部（ナトリウム側）に溶接時に生じたと考えられる欠損などが認められた。ヘッダは伝熱管ほど大きな変化は認められなかった。

新主加熱器の伝熱性能に関しては、旧加熱器とほぼ同じ効率を示したが、マッフル板保護キャスタブルを増加したため炉内温度が上昇し旧加熱器と同じ高温制限値では定格出力が得られなかった。定格出力を得るためには高温制限値を約50℃高く設定する必要がある。

なお、材料の機械試験、XMA、電子顕微鏡などによる検査を行うため試料採取を行ったが、この結果については別途報告される予定である。
（SN941　76－01）

高温ナトリウム中における高速炉用燃料被覆管のクリープ特性

動燃大洗工学センター
48．4～50．10

低純度材料試験ループのナトリウム中酸素濃度を10wppmに保持し、「常陽」MK－I用燃料被覆管（炉心装荷用3次製作管；S材、AISI Type316 stainless steel)について、650℃および700℃の2条件でナトリウム中内圧クリープおよび破断試験を実施し、650℃における概略的な内圧クリープ曲線の傾向を把握するとともに700℃でのナトリウム中内圧クリープ破断強度と空気中試験結果とを比較検討した。さらに700℃のナトリウム中での内圧クリープ破断形態および腐食挙動などを調べた。試験および検討の結果を要約すると以下のとおりである。

(1) 650℃ナトリウム中での概略の内圧クリープ曲線は、第1、2、3期のステージを示すクリープ曲線であると推定される。

(2) 700℃ナトリウム中の1,000時間クリープ破断強度は空気中の値よりも14%低下する。

(3) 700℃ナトリウム中の内圧クリープ破断の形態を調べると、破断時間が数百時間以下で外径の1～2倍の長さの開口を示す口唇状破断、それ以上の時間ではピンホール状もしくは微細クラックの貫通による割れの破壊を示している。

(7) 700℃ナトリウム中内圧クリープ試験後の供試片は明らかに脱炭しており、その度合は浸漬表面に近づくにつれて顕著となる。空気中データと比較した場合における700℃のナトリウム中内圧クリープ破断強度の相対的な低下の主要な一因は、脱炭によるものと考えられる。　（N941　76－06）

高速実験炉「常陽」総合モックアップ試験（4）回転プラグのナトリウム蒸着状況

動燃大洗工学センター
48．6 ～ 50．3

本報告書は、高速実験炉「常陽」総合モックアップ試験装置の高温ナトリウム運転による回転プラグのナトリウム蒸着状況について報告するものである。

蒸着は、回転プラグ下面全域にわたってみられるが、その蒸着量は部分的に不均一であり回転プラグの位置（液面の躍動、温度分布など）による影響を大きく受けることがうかがえる。さらに回転プラグ駆動モータ電流特性の推移からも蒸着は経年的に増加の傾向にある。しかしながら回転プラグ駆動モータは充分な余裕ある設計がなされていることもあって現状では、回転不能などの大きな障害はみられない。

（SN941　76－06）

ナトリウム流量計較正試験（その5）純化系用小口径電磁流量計較正試験

動燃大洗工学センター

50．2 ～ 50．3

動燃大洗工学センターナトリウム機器構造試験室では高速実験炉「常陽」の1次系コールドトラップ（フルモックアップ）および「常陽」ナトリウム冷却系機器耐久試験装置のコールドトラップの性能テストが実施されているが、その精度向上のため、および小口径電磁流量計の特性の把握のために流量計（4台）について流量計較正試験装置を用いてナトリウム実流較正試験を実施した。

供試試験体は、接続配管口径3B、2B、1B、1/2Bの永久磁石型電磁流量計で、2B、1B、1/2Bの電磁流量計はおのおののループに設置され、ナトリウム浸漬時間8000時間以上の実績を有している。

ナトリウム実流較正は温度200～400℃、流量0～600ℓ／min、（2B、3B）、0～60ℓ/min（1／2B、1B）の範囲で実施した。

試験の結果、流量計出力はナトリウム温度の影響は見受けられなかった。また、各流量計の較正精度は、±1.7%以内であった。

今回の例では短絡および端部補正係数は、エルロッド係数は共通としてMichelのものよりも磁速密度分布理論計算式の方が実測値に近い値を得た。　（SN941　76－21）

小リーク・ナトリウム－水反応試験研究　第6報 小リーク・ナトリウム・水反応試験装置（SWAT－2）の配管材料検査

動燃大洗工学センター

SWAT－2装置は昭和47年4月の運転開始以来、昭和50年7月までの期間に107回の注水実験が行われた。装置の運転は間けつ的であるが、延べ運転時間は2600時間であり、500℃前後のNa温度および水注入による高いNa中不純物濃度、あるいはNaのチャージ・ドレンのくり返しによる熱衝撃などにより装置の寿命に悪影響を与える可能性も考えられる。

このため装置の安全運転上、装置寿命の評価が必要と考えられ配管材料検査が実施された。いっぽう本検査結果は、Na－水反応による材料ウェステージの機構究明の手助けになることも期待された。

検査の結果、配管材料にはNaあるいはNa－水反応によって生じたNa中の苛性ソーダ(NaOH)による腐食、および材料強度の低下などは観察されず、今後の装置の運転上問題のないことがわかった。　（SN941　76－26）

小リーク・ナトリウム－水反応試験研究　第7報 ウェステージに対する距離の効果に関する試験とその検討および リーク孔拡大（セルフウェステージ）に関する一考察

動燃大洗工学センター

50．2．1～51．2．29

1．ウェステージに対する距離の効果に関する試験とその検討。

得られたウェステージ部の測定結果から、まずつぎのことがわかった。

(i)　L／D≒20～30　のところに最大ウェス

テージ率が発生する。

(ii)　L／D＞20～30　の領域ではウェステージ部形状はピット型となりウェステージ率が1/Lに比例して減少する。

(iii)　L／D＜20～30　ではウェステージ形状はトロイダル型となりウェステージ率がむしろ低下する傾向がある。

(iv)　本試験ではL／D≧150の領域では、ウェステージは観測されなかった。

2．リーク孔拡大（セルフウェステージ）に関する考察

これまで使用したノズル部の金属学的観察結果をもととしつぎの結論を得た。

(1)　孔拡大は必ずNa側から生ずる。

(2)　拡大によって失われた鋼体積と拡大の孔部空間体積の比をVとするとき、このVと全注量(g)の間にはつぎの関係が成立する。

$$V = W^3 \times 10^{-6}$$

(3)　孔拡大によってリーク率が増大する時点（1次拡大完了点）では、孔径は初期孔径の約2倍になる。

(4)　この1次拡大完了点までの時間t_1（sec）と注水率G（g/sc）の間にはつぎの関係が成立する。

$$t_1 = 150\,G^{-1}$$

(5)　初期孔径D_0孔深さL_0としたとき、つぎの条件の成立するノズルには孔拡大は生じない。

$$L_0／D_0 < 3 \sim 5$$

（SN941　76－27）

Na中水素計の動的および静的平衡法による試験結果
小リーク・ナトリウム－水反応試験研究　第8報

動燃大洗工学センター
50．4 ～ 51．3

本報告書は、上記期間中に行ったNa中水素計の静的および動的平衡法による較正試験、注水試験時に得られた水素計の応答や、較正試験から得られた水素計の特性、およびNa中水素計の設計において考慮すべき点などについて述べたものである。

本試験結果より明らかになったおもな事項は、以下のようなものである。

(1)　静的および動的平衡法による較正試験の結果、Na中水素濃度を精度よく監視できる。

(2)　Ni拡散膜の水素透過率に圧力依存性が認められた。

(3)　バリアン型Na中水素計において、数回の注水実験のあと、出力の経時変化が観察された。

(4)　バリアン型およびPNC－MAPI型Na中水素計の両者の応答を比較すると、応答開始はほぼ同時であるが、感度はバリアン型の方が良好である。

(5)　静的平衡法によりNa中水素分圧を測定する場合、低分圧の場合は真空系壁面からのガス放出、高分圧の場合は電離真空計フィラメントの排気速度の効果を考慮しなくてはならない。

（SN941　76－28）

小リークナトリウム－水反応試験研究　第9報
50MW蒸気発生器試験施設における
ナトリウム－水反応関係
試験報告　第3報
Ni膜型水素検出計設計における
水素透過率の圧力依存性に関する考察

動燃大洗工学センター
50．1 ～ 51．3

水素のNi膜透過において、いわゆる1／2乗則が成立し測定される1次側水素分圧P_{NH}と真空部圧力P_{IP}の間にはP_{NH} $1/2 \propto P_{IP}$の関係がなりたつはずであるが、これまでSWAT－2からの報告も含めいくつかの報告に上式と異る測定結果が提示されている。

この現象は水素検出計設計においてきわめて

重要と考えられるが、50MWSGTF用水素計(Ni膜厚0.25mm、面積≒150cm²)を用いて実施したガス中試験（水素分圧10^{-4}～10^{2}mmHg・膜温度216～505℃）から、以下のように透過度Kの低圧における圧力依存補正式を導出することができた。

(1) P＞0.5mmHgでは圧力依存性はなく、透過率Kは次式のように表わされる。

$$K = k\exp(-E/RT)$$

ここでkは定数、Eは流性化エネルギー、Rは気体定数、Tは温度である。

(2) P＜0.5mmHgにおける透過率Kは次式で表わされることがわかった。

$$K = K \cdot b \cdot P_{NH}{}^{1/m}$$

ここでKは上記(1)で示した式であり、b·mは定数である。これは、低圧においてはFrec-mdlichの着等温式（$=b \cdot P_{NH}{}^{1/m}$）による補正が可能であることを示す。

（SN941　76－29）

原型炉一次冷却系配管の信頼性に関する研究 配管構造物クリープ座屈試験第一報

動燃大洗工学センター

50．9．1～50．10．30

実機の約1/3のエルボ試験体に温度600℃においてエルボの曲り角を減少させる方向への面内曲げ荷重を負荷し、荷重漸増法（ステップ・アップ法）により合計7段階の荷重レベル下で弾塑性クリープ変形を計測した。また弾塑性クリープ解析を行い実験結果と比較した。本試験により得られたおもな結論はつぎのとおりである

(1) 荷重負荷後数十時間経過すると変形速度が一定になる。ただしこれがいわゆる定常クリープ状態に一致するかどうかはなお吟味する必要がある。

(2) 本試験においてはクリープ座屈の生じる条件は厳密には求められなかったが、エルボの13°程度の回転またはエルボ断面の変形が縦横比でいうと0.75になったあたりでクリープ座屈を起すものと推定された。

(3) 非弾性解析結果は実験結果と定性的には良い対応を示すが、前者の方が塑性、クリープ変形過程とも変形が大きく現れた。これは、主として解析に使用された材料特性と、解析においては考慮されていない端部効果によるものと思われる。（SN941　76－31）

ポンプのキャビテイション試験（I） 「常陽」1次主循環ポンプモックアップ

動燃大洗工学センター

50．2～50．10

本報告は、高速実験炉「常陽」1次系主循環ポンプのモックアップ機について実施されたナトリウム中および水中キャビテイション試験に関するものである。ナトリウム中キャビテイション試験は、大型ナトリウムポンプ試験装置を使用し、最大回転数（930rpm）の下で流量調整弁の開度調整によって流量設定を変化させ、各流量の下でカバーガス圧を減じてゆき、キャビテイションによる揚程降下が生じ始める限界のポンプ入口圧力からreq.NPSHを求める方法をとった。また水中キャビテイション試験は、製作会社の工場で、2次短絡回転数(約980rpm)の下で実施され、吸込側の弁を絞ってゆき、キャビテイション発生を出口圧力計により確認すると同時に水銀マノメータで吸込圧力を測定し、req.NPSHを求める方法とした。

両試験データを比較検討した結果、つぎのことが明らかとなった。

(1) ポンプのreq.NPSHは、水中とナトリウム中とでほぼ一致すること。（本ポンプ定格点で3.7m（±0.4m）しかし、試験方法の違い、データのバラツキのため、両者の厳密な比較はできなかった。

(2) 本ポンプの限界吸込比速度は、定格点で約1,600〔rpm.m³／min、m〕であること。

(3) ナトリウム中試験では、ポンプのキャビテイションに先行し、オーバーフロー量の変動、

減少が生じ、新たな問題が提起された。

（SN941　76－34）

高速実験炉「常陽」総合機能試験報告書 予熱窒素ガス系統試験（常温空気中）

動燃大洗工学センター

50．5．6～50．5．30

本報告書は総合機能試験の一環として行われた予熱窒素ガス系統試験の結果について記するものである。

本試験は、系統としての機能が満足されていることを確認するために実施されるものであり窒素ガス置換、圧力調整系機能試験、インターロック試験、二重管アニュラス部漏洩率試験の4項目からなる。

試験の結果、つぎの結論を得た。

① 予熱窒素ガス系機器、配管および二重管アニュラス部を空気から窒素ガスに置換し、その酸素濃度として2％を十分下回る値を得た。

② 予熱窒素ガス系圧力調整系およびインターロックが正常に動作することを確認した。

③ 二重管アニュラス部に関する初期の漏洩率が得られた。したがって、本試験方法により、Na中においての健全性の確認試験が可能であることがわかった。　（ZN941　76－35）

燃料集合体部材の ナトリウム洗浄効果（1） スチーム洗浄

動燃大洗工学センター

50．4 ～ 51．2

高速炉「常陽」の燃料集合体の照射後のナトリウム除染に関しては、湿り窒素ガス方式によることになっているが、洗浄またはその後の保管の何らかの条件が集合体部材に悪影響を与える可能性があり、この問題の調査のため燃料材料試験部とナトリウム技術部の共同実験が計画された。約4,800時間のナトリウム浸漬および純水による湿り窒素ガス洗浄はナトリウム技術部で担当した。

洗浄はナトリウム処理室に設置されているスチーム洗浄装置を、ＦＭＦの装置を模擬するように改造して行われ

1. 安全に洗浄作業が遂行された
2. 約10グラムのナトリウムが除洗された。
3. 集合体各部表面はもとより、小ネジのネジ部などのせまい間隙部にも目視上ナトリウムは残存していなかった。

今後は燃料材料試験部で保管および各種検査が実施され別途報告される予定である。

（SN941　76－36）

総合試験装置純化系特性試験（1） 純化系運転履歴および 純化系試験の概要

動燃大洗工学センター

47．1 ～ 51．2

総合試験装置純化系は昭和47年1月以来、純化系試験のためのループ改造までに約16,300時間、改造後試験で6,600時間、通算して約23,000時間運転されてきた。ここでは、純化系試験第1報として、改造前の運転履歴および純化系試験の概要などについて報告する。

(1) 純化系は、供給系とともに総合系およびポンプループのマザーループとして約100tのナトリウムを純化し、改造までは順調に運転されてきた。

(2) 運転中にいくつかの問題点が明らかになり、それらは原因を究明し対策がとられた。

(3) 純化データよりシステムの純化特性が明らかにされるとともに、理論計算と良く一致し純化過程のシミュレーションも可能になった。

(4) 総合的な純化系試験が計画され、昭和50年4月から昭和51年2月まで実施された。

(5) 実験炉一次系と同型の大型コールドトラップは強制的に閉塞され、解体検査される予定である。

(6) 大型コールドトラップ（CT_{MK-II}）が設計、

製作された。　（SN941　76－43）

「もんじゅ」模擬燃料集合体ナトリウム流動耐久試験二次試作燃料集合体圧力損失の経時変化

動燃大洗工学センター
50．5 ～ 51．1

「もんじゅ」二次試作模擬炉心燃料集合体2体について、ほぼ定格条件であるナトリウム流量19.5～20.2kg／sec、1体、ナトリウム温度600℃、酸素濃度2～2.5ppmの状態で約4,800時間の連続流動耐久試験を実施した。

本試験の結果、燃料集合体圧力損失は経時変化し、約3,000時間で約11%増加し、その後ほぼ一定になることが確認された。

燃料集合体の健全性については今後本試験体の解体、材料検査などにより行われる予定である。

なお、本ナトリウム試験前後における水流動試験の結果では燃料集合体圧力損失増加が約5.4%であり、ナトリウム試験とは異った値を示しているこの相違の原因究明は今後の課題である。　（SN941　76－47）

ナトリウム配管熱衝撃試験（1）熱衝撃をうける直管の非定常温度分布測定および熱応力解析；第1報

動燃大洗工学センター
49．8．31～49．9．16

液体ナトリウム冷却型高速増殖炉の一次冷却系配管には炉の起動、停止をはじめいろいろな条件でナトリウム温度の急変による熱衝撃がかかることが考えられ、このくり返しによる熱疲労、熱ラチエットなどの現象の解明が一沢冷却系配管の信頼性、ひいては高速炉の安全性に対し必要である。

本実験ではこれらの現象の解明に対する基礎データとするために配管内を高、低温ナトリウムが交互に通過するときの過渡的な温度分布を測定した。つぎに有限要素法を用いて配管内の温度分布熱応力の解析を行って実験結果との比較、検討を行った。

また配管の高温下での変形量の測定方法を検討するために、各種変位計を用いて変形の測定を行い、それぞれの比較をして信頼性を調べた。

これらの試験の結果、熱衝撃をうける配管内の温度および熱応力の分布、熱応力とナトリウム温度差および配管肉厚との関係などが明らかになった。また変形測定に用いた各種変位計は十分な精度で使用できることが確認された。

（SN941　76－48）

「もんじゅ」模擬一次試作燃料集合体ナトリウム流動耐久試験ナトリウム流動耐久試験後の材料検査

動燃大洗工学センター
49．9 ～ 50．9

「もんじゅ」模擬一次試作燃料集合体7体（古河グリッド型、日立グリッド型、東芝グリッド型、三菱グリッド型、住友グリッド型、東芝ワイヤ型、住友ワイヤ型）に関するナトリウム流動耐久試験結果は続いて報告する予定であるが、本報はこれら集合体のナトリウム試験後の材料検査結果について述べるものである。上記燃料集合体はナトリウム流動耐久試験における圧力損失経時変化の原因を追求する目的で解体され、S.E.M、X.M.Aその他、表面粗度、硬度などの測定が行われた。その結果

(1) 燃料ピン表面の粗さの増大が確認されたが触針式の粗さ測定では実際より小さい値となる。

(2) 燃料ピン表面に腐食生成物が付着しており、前回の「常陽」燃料集合体試験時とは様相が異なる。

(3) したがって、圧力損失経時変化の追求には、ナトリウム試験時のナトリウム純度の適正な管理が必要であることが明らかとなった。

（SN941　76－49）

「常陽」ナトリウム冷却系機器耐久試験装置（X）2次主循環ポンプ(モックアップ）の引抜き・洗浄・解体（第1回）

動燃大洗工学センター
51．1 ～ 51．2

「常陽」実規模試作2次主循環ポンプについて昭和48年2月に大洗工学センターナトリウム機器構造試験室の「常陽」ナトリウム冷却系耐久試験装置に設置されて以来、昭和50年12月までに約13,000時間のナトリウム中耐久試験が行われてきたが、ポンプ内部を検査するため、ループよりポンプ内ケーシングを引抜き、ナトリウム洗浄および解体された。

今回のナトリウム洗浄は昭和50年12月にナトリウム処理室に設置されたスチーム洗浄装置を用いてスチーム洗浄ならびに水洗浄が行われた。

本報告書は、ポルプの引抜き、洗浄、解体の概要について記述されており、解体後の寸法検査、材料検査などについては別途報告される予定である。

本引抜き、洗浄、解体作業により得られた成果は、つぎのとおりである。

(1)　2次主循環ポンプのナトリウム付着状況ならびに付着ナトリウム量の推定（約3.4kg）
(2)　隙間洗浄に関する洗浄手法の定性的改良
(3)　隙間形状の差異により洗浄効果
(4)　スチーム洗浄装置の取扱技術の確立
(5)　2次主循環ポンプの引抜き法確立

（SN941　76－52）

常陽計量管理システムとその処理コード「MISER－I」

動燃大洗工学センター
50．8．1～51．3．31

「常陽」で取り扱う核燃料物質は、被覆管に密封され、集合体として組込まれたものであり、計量管理は実質的に集合体管理である。本コードでは炉心内での燃焼による核物質の変化を「常陽運転監視コード」での燃焼計算にもとづいて連動関係を保ちつつ、集合体の在庫管理、移動履歴管理を行うものである。

「常陽」の集合体の在庫施設としては、新燃料貯蔵施設、炉心、炉内貯蔵ラック、使用済燃料貯蔵プールなど、11種類が想定されており、その集合体在庫現状が中味である核物質量とともに常に把握できるようになっている。

また、集合体の各施設間の移動について、移動手順の誤操作や誤装荷をチェックする機能も有している。

なお、Mark II 炉心への移行や、FMFからの返却燃料の扱いおよび「核燃料物質管理報告書」の書式作成機能は現時点では、有していないので、今後、プログラムの改訂を行い、機能の追加をする予定である。　（N941　76－61）

高温ナトリウム中におけるSUS304の低サイクル疲労特性

動燃大洗工学センター
49．12．1～50．11．10

ナトリウム中疲労試験装置を使用し、高温ナトリウム中の疲労試験技術の確立および疲労挙動の把握を目的として、550℃ナトリウム中および空気中において三角波定歪制御疲労試験を実施した。

この結果、変位較正法を含め高温ナトリウム中の疲労試験技術を確立することができた。

また、歪速度をASMEの設計疲労曲線と同じ$1\times10^{-3}sec^{-1}$一定とした場合、550℃ナトリウム中のSUS304の疲労破断寿命は同条件で行った空気中の疲労破断寿命より長く、特に低歪範囲ではこの傾向が大きくなるという結果を得た。

今後さらに試験を行い、高速増殖炉の設計、製作に必要とされる高温ナトリウム中疲労試験データを集積する必要がある。

（SN943　76－03）

「ふげん」燃料集合体ピン間隙の統計的評価と燃料検査への応用

東　昌夫＊　菱田久志＊＊

1．まえがき

新型転換炉原型炉「ふげん」は圧力管型重水炉であるため、その燃料集合体は28本の燃料ピンを3層の同心円状に配列したクラスターになっている。これらの燃料ピンの間隙は、軽水冷却材の体積を少なくするために、公称2.1 mmであって、軽水型動力炉の半分程度に密な値である(1)。

このような状況から、集合体組立後にはクラスター内部のピン間隙測定が困難であり、しかもこの間隙の精度が相対的に強く伝熱特性に効くので、燃料の品質管理上の重要なケアーポイントになっている。

本研究は燃料集合体のピン間隙の統計的分布状態を算定する手法を確立しようというもので、1972年から開始し、現在、計算コードSTGAP(2)を完成して、実際の原子炉サイトにおける燃料受入検査への実用化をすすめている。

2．燃料ピン間隙の確率分布解析

2．1　ピン間隙に寄与する因子

「ふげん」の燃料スペーサの構造を図1に示す。ピン間隙に関係する部品の諸元はつぎのとおりである。

(1)　リング素子中心座標 ；(x_0, y_0)
(2)　リング素子内半径 ；r_0
(3)　固定ディンプル高さ ；r_1, r_2
(4)　バネディンプル自由高さ ；r_3
(5)　バネディンプルばね定数 ；k
(6)　燃料ピン外半径 ；r_4

1．固定ディンプル　　5．リング素子
2．バネディンプル　　6．スペーサリング
3．ストッパーディンプル　　7．タイロッドガイド
4．燃料ピン　　8．補強リング

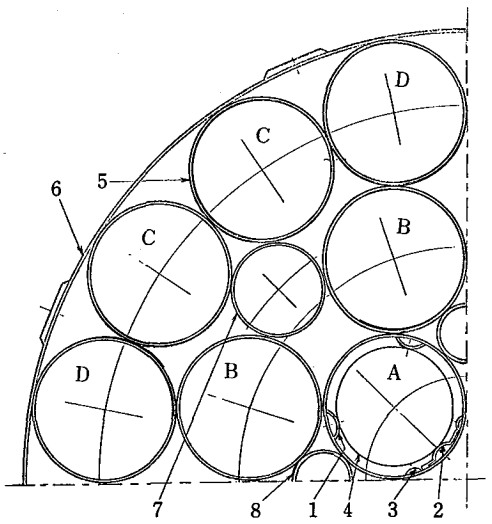


図1　燃料スペーサを構成する部品

(7)　燃料ピン曲り ；b
(8)　燃料ピン剛性 ；EI
(9)　ストッパーディンプル高さ ；r_5, r_6

これらの諸元は燃料集合体の設計仕様値で代表される。

2．2　燃料ピン中心位置の規制範囲

図2にリング素子内の位置関係を示す。このとき各ディンプルの中心の座標は次式を満たす。

$$(x_1, y_1) = \left(x_0+\frac{r_0}{2},\ y_0+\frac{\sqrt{3}}{2}r_0\right) \qquad (1)$$

＊　動力炉核燃料開発事業団新型転換炉開発本部
＊＊　三菱原子力工業株式会社動力炉開発部

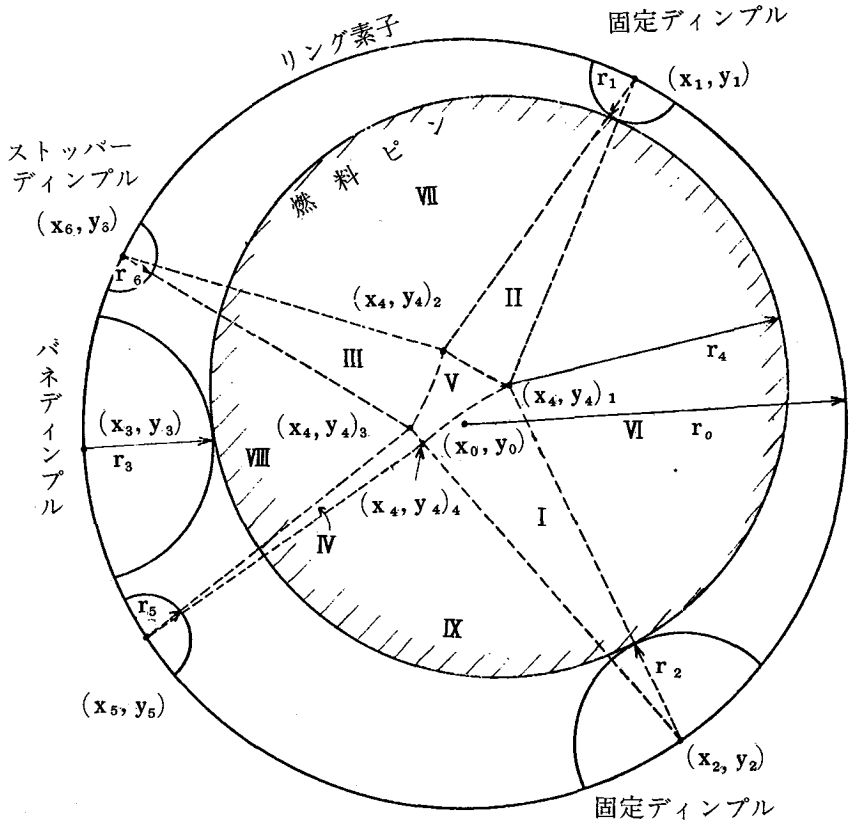


図2　リング素子内の位置関係

$$(x_2,\ y_2) = (x_0+\frac{r_0}{2},\ y_0-\frac{\sqrt{3}}{2}r_0) \quad (2)$$

$$(x_3,\ y_3) = (x_0-r_0,\ y_0) \quad (3)$$

$$(x_5,\ y_5) = (x_0-\frac{\sqrt{3}}{2}r_0,\ y_0-\frac{r_0}{2}) \quad (4)$$

$$(x_6,\ y_6) = (x_0-\frac{\sqrt{3}}{2}r_0,\ y_0+\frac{r_0}{2}) \quad (5)$$

いま、バネディンプルが効かなくなった状態を仮想すると、燃料ピンの中心位置が動きうる範囲は、図2の4個の円弧で囲まれた領域Vに限られる。これら円弧の交点 $(x_4,\ y_4)_{1-4}$ の座標は次式で与えられる。

$$\begin{cases} (y_4)_1 = y_0+\dfrac{r_0}{2\sqrt{3}}(r_2-r_1)(r_2+r_1+2r_4) \\ (x_4)_1 = x_0+\dfrac{r_0}{2}-\left\{\dfrac{1}{2}(r_1+r_4)^2+\dfrac{1}{2}(r_2+r_4)^2-\dfrac{3}{4}r_0^2-(y_4)_1^2\right\}^{\frac{1}{2}} \end{cases} \quad (6)\ (7)$$

$$\begin{cases} (y_4)_2 = y_0-\dfrac{1}{2\alpha_2}\left\{\beta_2^2+(\beta_2^2-4\alpha_2\gamma_2)^{\frac{1}{2}}\right\} \\ (y_4)_2 = x_0+\alpha_2(y_4)_2+\beta_2 \end{cases} \quad (8)\ (9)$$

$$\begin{cases} (y_4)_3 = y_0+\dfrac{\alpha_3}{r_0} \\ (x_4)_3 = x_0-\dfrac{1}{2}\beta_3-(\beta_3^2-4\gamma_3)^{\frac{1}{2}} \end{cases} \quad (10)\ (11)$$

$$\begin{cases} (y_4)_4 = y_0-\dfrac{\beta_4}{2\alpha_4}-(\beta_4^2-4\alpha_4 r_4)^{\frac{1}{2}} \\ (x_4)_4 = x_0-\alpha_2(y_4)_4+\eta_4 \end{cases} \quad (12)\ (13)$$

ここに、$\alpha, \beta, \gamma, \eta$ は半径 $r_1 \sim r_6$ の関数または定数である。

2．3　燃料ピンの釣合位置

さて、「ふげん」燃料集合体は12個のスペーサを有している。いま、i番目のスペーサ面内にある燃料ピンがその面内のリング素子の拘束を受けないと仮想したときの燃料ピン中心位置を $(\bar{x}_4,\ \bar{y}_4)$ とすると、ピンに曲がりbがあることを考慮して、つぎのようになる。

$$\bar{y}_4 = \frac{1}{2}\left\{y_4^{(i-1)}+y_4^{(i+1)}\right\}$$

$$+b\sin\varphi \tag{14}$$

$$\bar{x}_4=\frac{1}{2}\left\{x_4^{(i-1)}+x_4^{(i+1)}\right\}+b\cos\varphi \tag{15}$$

ここにφはピンの曲りが生じている方向とx軸がなす角度であって、確率的に一様分布するものとして計算する。

実際の燃料ピン中心位置（x_4, y_4）は、上記の仮想中心位置にきた弾性体である燃料ピンとバネディンプルとが釣合う中心位置（$\bar{x}_4$, $\bar{y}_4$）をまず求めて、これにストッパーデンプルと固定ディンプルによる拘束を付加すれば決定できる。

バネディンプルとの釣合条件は次式となる(3)。

$$\tilde{x}_4=x_0+\frac{1}{1+\alpha}\left[\frac{r_3+r_4}{\left\{1+\dfrac{(\bar{y}_4-y_0)^2}{(\bar{x}_4+r_0-x_0)^2}\right\}^{\frac{1}{2}}}+\alpha\bar{x}_4-r_0\right] \tag{16}$$

ここに、$\alpha\equiv\dfrac{48EI}{kZo^3}$、Zo；スペーサ間隔の2倍 (17)

$$\tilde{y}_4=y_0+\frac{(\bar{y}_4-y_0)\quad(\bar{x}_4+r_0)}{(\bar{x}_4+r_0-x_0)} \tag{18}$$

また、ストッパーおよび固定ディンプルによる拘束条件は表1に総括する。表中の領域表示は図2のとおりであり、右欄の釣合位置は力学的な平衡を求める計算により決定する。

2．4　燃料ピン中心位置の確率分布

上記2．1節の(1)～(9)に示した部品の諸元は、燃料集合体の製造に対する設計仕様値のまわりにばらつきを持っている。いま、たとえばr_0の確率分布を$Wr_0(r_0)$と表わし、同様に$Wr_1(r_1)$、$Wx_0(x_0)$などを定義すると、これらは燃料製造時の品質保証上の必要から実際に測定される確立分布量となる。前節で一定値として扱った諸元のかわりにこれら実測の確立分布を用いると、燃料ピン中心位置の確率分布が算出できる。本節ではその計算の手続きを示す。

燃料ピンの正常の位置は、2個の固定ディンプルと1個のバネディンプルとによって3点支持された状態にあり、その中心位置は図2の点$(x_4, y_4)_1$である。

(6)式と(7)式を確率分布表示になおせば、この

表1　燃料ピンの中心位置

仮想釣合中心位置$(\bar{x}_4, \bar{y}_4)$	燃料ピン中心位置(x_4, y_4)
領域V	$(\bar{x}_4, \bar{y}_4)$
領域VI	$(x_4, y_4)_1$
〃 VII	$(x_4, y_4)_2$
〃 VIII	$(x_4, y_4)_3$
〃 IX	$(x_4, y_4)_4$
領域I	$(x_4, y_4)_4$と$(x_4, y_4)_1$を通る弧上の釣合位置
〃 II	$(x_4, y_4)_1$と$(x_4, y_4)_2$　〃
〃 III	$(x_4, y_4)_2$と$(x_4, y_4)_3$　〃
〃 IV	$(x_4, y_4)_3$と$(x_4, y_4)_4$　〃

点の座標の確率分布はつぎのように求まる(4)。

$$W(y_4)_1((y_4)_1)\,d(y_4)_1=\Sigma\,Wr_0(r_0)\cdot Wr_1(r_1)\cdot Wr_2(r_2)\cdot Wr_4(r_4)\cdot Wy_0(y_0)\,dr_0\,dr_1\,dr_2\,dr_3\,dy_0 \tag{19}$$

$$W(x_4)_1((x_4)_1)\,d(x_4)_1=\Sigma\,Wr_0(r_0)\cdot Wr_1(r_1)\cdot Wr_2(r_2)\cdot Wr_4(r_4)\cdot Wx_0(x_0)\cdot Wy_0(y_0)\,dr_0\,dr_1\,dr_2\,dr_4\,dx_0\,dy_0 \tag{20}$$

ここで記号Σは各変数の変動巾の確率分布の可能なすべての組合せをとることを表わす。

i番目のスペーサ面を計算するとき、その初期条件として、i－1番目とi＋1番目のスペーサ面での燃料ピンの中心位置は上記の正常の位置にあると仮定する。これにより、拘束のない場合の中心位置（$\bar{x}_4$, $\bar{y}_4$）の確率分布表示は(14)式と(15)式に対応して、

$$W\bar{y}_4(\bar{y}_4)\,d\bar{y}_4=\Sigma\,Wy_{41}((y_4)_1{}^{i-1})\cdot Wy_{41}((y_4)_1{}^{i+1})\,Wb^i(b^i,\varphi)\,d(y_4)_1{}^{i-1}\,d(y_4)_1{}^{i-1}\,db^i d\varphi \tag{21}$$

$$W\bar{x}_4(\bar{x}_4)\,d\bar{x}_4=\Sigma\,Wx_{41}((x_4)_1{}^{i-1})\cdot Wx_{41}((x_4)_1{}^{i+1})\,Wb^i(b^i,\varphi)\,d(x_4)_1{}^{i-1}\,d(x_4)^{i+1}\,db^i d\varphi \tag{22}$$

となり、ここに燃料ピンの曲りb^iは、「ふげん」

燃料集合体が有する5種のスペーサ間隔に応じて設定される量であり、i番目のスペーサ面内において真直軸より角度（φ, $\varphi+d\varphi$）の方向に（b^i, b^i+db^i）だけピンが変位している確率を$Wb^i(b^i, \varphi)\,db^i\cdot d\varphi$と定義したものでつぎのように規格化されている。

$$\int_0^{2\pi}\int_0^{\infty} Wb^i(b^i, \varphi)\,b^i db^i d\varphi = 1 \qquad (23)$$

i番目のスペーサ面内において燃料ピンがバネディンプルと釣合うときのピン中心座標の確率分布$W\bar{y}_4(\bar{y}_4)\,dy_4$と$W\bar{x}_4(\bar{x}_4)\,d\bar{x}_4$も同様にして(16)式と(18)式を確率分布表示することにより設定できる。これにストッパーおよび固定ディンプルによる拘束条件を付加すると、燃料ピン中心位置の確率分布$W(x_4, y_4)$は表2のように計算される。

表2　燃料ピン中心位置の確率分布

仮想釣合中心位置$(\bar{x}_4, \bar{y}_4)$	$W(x_4, y_4)$
領域　V	$W\bar{x}_4(\bar{x}_4)$　$W\bar{y}_4(\bar{y}_4)$
領域　VI 〃　VII 〃　VIII 〃　IX	$\iint W\bar{x}_4(\bar{x}_4)\,W\bar{y}_4(\bar{y}_4)\,d\bar{x}_4 d\bar{y}_4$ 当該領域
領域　I 〃　II 〃　III 〃　IV	表2と同様の幾荷学的な釣合位置の確率分布を計算する。

3．燃料ピン間隙の確率分布

燃料集合体のスペーサ面において、全28本の燃料ピン中心位置の設計仕様値は定っている。そこで、相隣る燃料ピンの中心位置を結ぶ線分がそれぞれのピン表面と交わる交点を(x_s, y_s)および(x'_s, y'_s)とすると、燃料ピン間隙gは、

$$g = \left\{ (x_s - x'_s)^2 + (y_s - y'_s)^2 \right\}^{\frac{1}{2}} \qquad (24)$$

となる。

これに対応する燃料ピン間隙の確率分布Wg（g）は上式を確率分布の組合せで表示した次式で求まる。

$$Wg(g)\,dg = \Sigma\, Ws(x_s, y_s)\,Ws'(x'_s, y'_s)\,dx_s\,dy_s\,dx'_s\,dy'_s \qquad (25)$$

交点座標の確率分布 WsとWs'は、それぞれの燃料ピンの中心位置の確率分布 $W(x_4, y_4)$とピン外半径の確率分布 $Wr_4(r_4)$によって定まる。

このような手続きにより、図1に示した記号を用いて、燃料ピン間隙A－A、A－B、B－B、B－D、C－C、C－D、D－Dの確率分布が求まる。

この計算プログラムSTGAPを検証するために、部品諸元の確率分布を測定して入力し、燃料ピン間隙の解析値と実測値を照合した。入力した燃料被覆管外径（ピン外径）の度数分布を図3に示す。解析結果の一例としてピン間隙C－Cの確率分布を図4に示す。解析と実測とは良好に一致した。

この図で実測値の方がシャープな分布を示しているが、これは実測値の個数が少ないために確率の小さい部分が現われてこないことによる。この間隙の設計仕様値は2.14mmであり、間隙検査の許容限界値は1.70mmであるので、この間隙が検査不合格になる確率は1.5×10^{-4}程度になることが予測できる。

同様にして本計算プログラムにより、集合体内部の燃料ピン間隙を評価できる見通しがついた。

4．ピン間隙と限界熱流束との関係

本計算コードはピン間隙の確率分布を限界熱流束比の確率分布におきかえて、燃料焼損に対する健全性を評価することができる。

まず、「ふげん」燃料の燃料ピン間隙を異常にせまくした場合の実験[5]を基礎として、熱的にもっとも厳しいサブチャンネルにおける蒸気重量率の最大変動値Δx（%）を求めると図5の関係を得た。これをTchebycheff 多項式にフィットして用いる。

一方、本燃料集合体の限界熱流束は、

$q_{BO} = (2.2-0.03x)\times10^6$ Kcal／m²・hr

χ：蒸気クオリティ(%)　(26)

で与えられるので、最低限界熱流束比(MCHFR)の変動値△MCHFRと△χとの関係は、つぎのようになる[6]。

$$\triangle MCHFR = -0.03 \quad \triangle\chi \times 10^6 / q_{HSM} \qquad (27)$$

ここに、q_{HSM}はホッテストスポットにおける最大発熱燃料ピンの熱流束である。

計算結果の一例を図6に示す。この図から、集合体製造時に生じる燃料ピン間隙のバラツキが、燃料の焼損に対して、許容限界内にあることが評価できる。

5．集合体見通し線巾の確率分布

5．1　見通し線評価の意義

本燃料集合体には、図7に示したように計6本の見通し線が存在する。表3に示すように、組立後の集合体について外層間隙検査を行っただけでは、検査対象となる燃料ピン間隙の合計

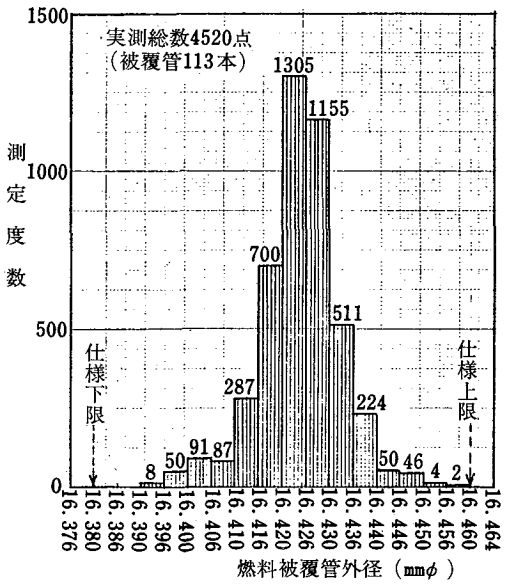


図3　入力したピン外径の度数分布

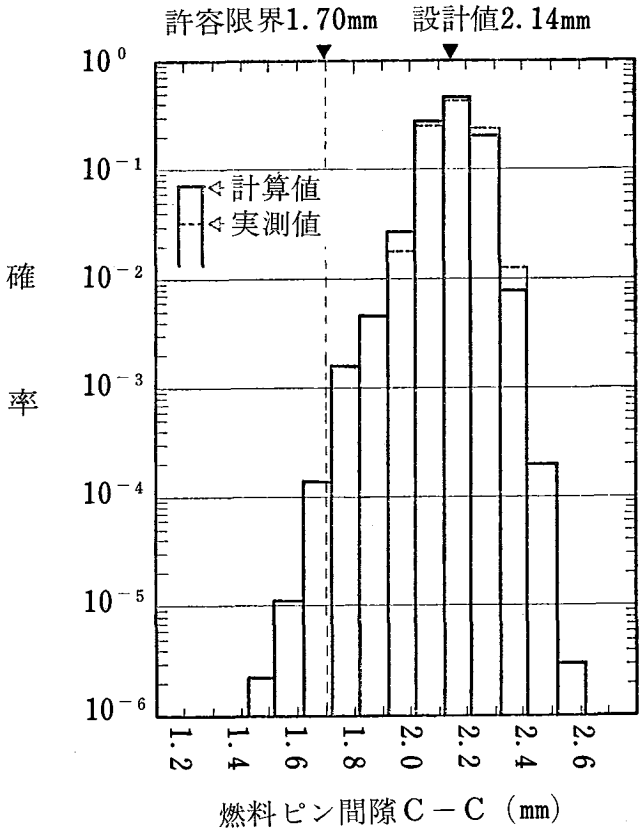


図4　燃料ピン間隙の確率分布

40個のうち16個しか検証できないが、見通し線aの検査を行うと内中層の8個を追加検証できる。見通し線bの検査は、介在物などの発見、集合体組立バランスの吟味などに用いることができるが、間隙巾の合否判定には使えない。

図7にこれらの関係を総括する。

見通し線の巾が統計的にどのように確率分布するかを予測しておけば、検査不合格率がわかるので、予備燃料の準備などの対策を講じることができる。

この予測の手法[5]は、燃料ピンが単純な格子配列になっている高速炉用燃料・軽水炉用燃料にも利用できるので、ここに紹介する。

なお、燃料ピンの外径と見通し巾との設計仕様上の関係を表4に示す。

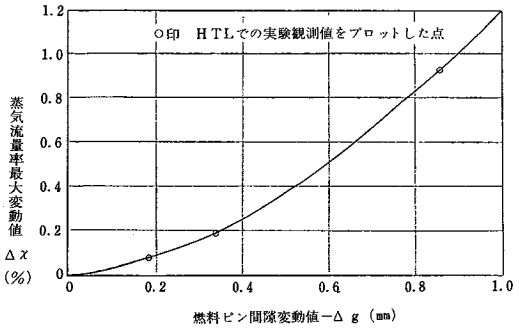


図5　燃料ピン間隙と蒸気流量率の関係

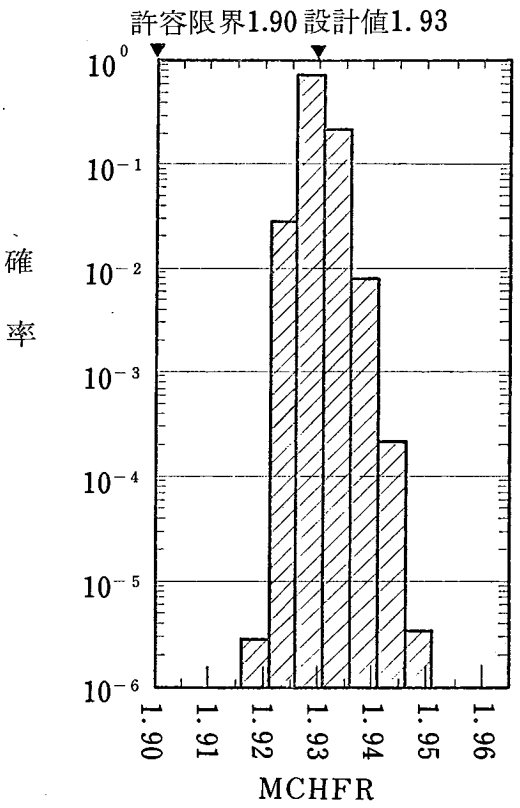
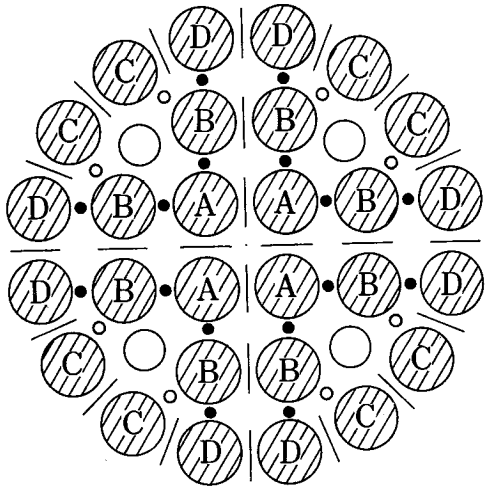


図6　MCHFRの確率分布
（ピン間隙C−C）

5．2　見通し検査合格の確率

いま、着目する見通し線に直交する方向にx軸をとり、見通し線に沿って並ぶ対向ピンに番号iをふりつける。手前からi番目のピンを見通し線から右側に見たときの表面が位置xにある確率密度を $p_i(x)$、このピン表面と対向するピン表面が位置xにある確率密度を $q_i(x)$ とすると、x軸上のある位置 x_k において、区間 $(x_k, x_k+\Delta x)$ で見通せる確率 $Q(x_k, x_k+\Delta x)$ は、

$$Q(x_k, x_k+\Delta x) = \prod_{i=1}^{n} \int_{-\infty}^{x_k} q_i(x)\,dx \int_{x_k+\Delta x}^{+\infty} p_i(x')\,dx' \qquad (28)$$



ーサイトで合否判定できる間隙
●統計評価で判定する間隙
○統計評価を省略できる間隙

図7　燃料ピン間隙の判定

表3　「ふげん」クラスターの燃料ピン間隙

間隙種類	位置	設計値		1スペーサ面内の間隙数	検査に入る間隙数			
		最大ピン径の場合	平均ピン径の場合		外層間隙検査	見通し線検査		左記両検査
						a（2本）	b（4本）	
A－A	内層	2.23 mm	2.27 mm	4	－	4(4)	－	4
A－B	内中層	2.23	2.27	8	－	－	8(8)	8
B－B	中層	2.23	2.27	4	－	4(4)	－	4
B－C	中外層	4.15	4.19	8	－	－	8(8)	8
B－D	中外層	2.17	2.21	8	－	－	－	－
C－C	外層	2.10	2.14	4	4	－	－	4
C－D	外層	2.10	2.14	8	8	－	8(0)	8
D－D	外層	2.10	2.14	4	4	4(0)	－	4
計	―――			48	16	12(8)	24(16)	40

注）（ ）内数字は外層間隙検査に含まれるものを除いたもの

表4　見通し巾の仕様値

	見通し線 a	見通し線 b
公称値	2.10mm	0.62mm
仕様平均値	2.14mm	0.66mm

	最大径	平均径
燃料ピン	16.46mm	16.42mm

（公称値は燃料ピンの最大径に対応する）

となる(7)。ここでnは見通し線に沿ってならぶピンの片側の個数である。

x_k-1 と x_k との間のメッシュ間隔ΔXに対して、見通し検査巾ΔXをその整数倍（$\Delta X=N\cdot\Delta x$）にとると、この見通し線が検査巾ΔXの見通し検査に合格する確率Z（ΔX）は、

$$Z(\Delta X)=\mathrm{Sum}\{Q(x_k, x_k+\Delta X) - Q(x_{k-1}, x_k+\Delta X)\} \quad (29)$$

で与えられる。

5．3　見通し線aの計算結果

見通し線aの検査合格率を求めた計算結果を図8に示す。

この図からわかるように、許容限界1.70mmに対して見通し線aが検査に不合格となる確率は 3×10^{-4} である。

この値の妥当性を吟味するには、外層間隙検査の評価と対比すればよい。その一例は図4にあり、この例は間隙C－Cであるが間隙D－Dの解析結果とほとんど変らないことがわかっている。この時の不合格となる確率は1.5×10^{-4}である。すなわち、見通し線aの不合格率は外層ピン間隙を2箇所検査したときの不合格率とほぼ同等な値である。このことは、表3に示したように見通し線aに含まれる内・中層間隙A－AおよびB－Bの設計値が外層間隙D－Dよりも大きくて、見通し線aの不合格が主として両側の外層間隙D－Dの精度によって定まるという情況とよく対応している。

6．あとがき

この報告では、「ふげん」燃料集合体のピン間隙の確率分布と見通し巾の確率分布を計算するためのコードSTGAPを完成し、試作集合体の実測値を入力して解析した結果、妥当な予測が得られることを述べた。

この手法を用いると、原子炉サイトにおける燃料装荷前検査を能率的に実施し、初期炉心の燃料安全性の保証に資することができる。

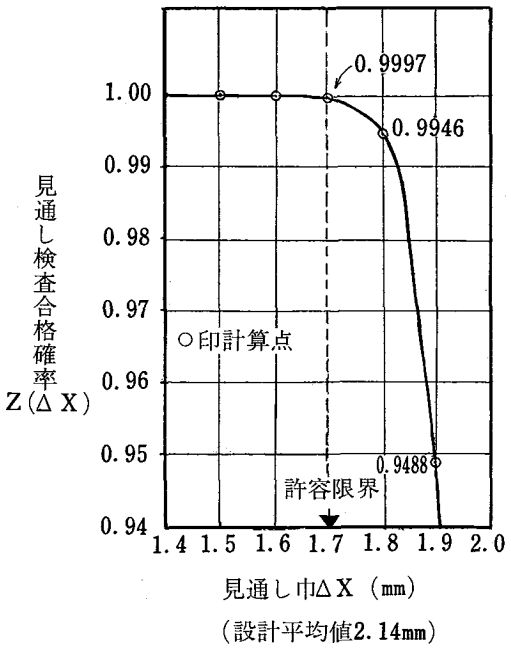


図8　見通し線aの検査合格確率

さらにこの研究は今後、燃焼が進んだ段階の燃料挙動の予測ができるように進展させる計画である。

最後に、本研究を進めるにあたり、PNC新型転換炉開発本部の沢井副本部長、加藤主研、渡部副主研、東海技術部の角田主研、三浦課長ならびにMAPI動力炉開発部の長沼部長、田中由美子氏、酒井勝弘氏から支援・協力を賜ったことを付記する。

〈参考文献〉

(1)M. Higashi, T. Matsubara "Some Considerations of the Pellet-Cladding Mechanical Interaction on the Nuclear Fuel Quality Assurance System" IAEA SR−7／18, International Seminar on Nuclear Fuel Quality Assurance, Oslo, May, 1976.

(2)H. Hishida M. Higashi "Statistical Evaluation on Pin Gaps in Fuel Clusters for Fugen" 21th Annual Meeting of ANS, New Orleans, June, 1975.

(3)H, Hishida, M. Higashi "Statistical Evaluation on Pin Gaps in Fuel Clusters for Fugen" Nucl. Engng. & Design, Vol. 35, Dec. 1975.

(4)動燃事業団研究報告 "新型転換炉燃料アセムブリ解析コード研究開発" Z J 306−74−01 (1974)

(5)小堀哲雄 "バーンアウトにおよぼすロッド異常配列の影響" HTL−Memo−058 (1973), 菊地晧他 "実物大クラスター実験第8報ロッド異常配列 "原子力学会（春), C−34 (1975)

(6)動燃事業団研究報告 "新型転換炉燃料アセムブリ解析コード研究開発II" Z J 306−75−01 (1975)

(7)動燃事業団研究報告 "新型転換炉燃料アセムブリ解析コード研究開発III" Z J 306−76−01 (1976)

ナトリウム透視装置の開発

二瓶哲雄＊　宮沢竜雄＊＊

1．まえがき

ナトリウム冷却高速増殖炉の開発はプラントの安全性の確保と稼動率の向上を目指し世界各国で精力的に行われている。なかでも高速増殖炉の心臓部ともいうべき炉心部については特に考慮がはらわれていて、在来の原子炉には見られなかった種々の計測、監視法が要求されている。

その中の一つに炉内構造物の様子を光学的に不透明な液体ナトリウムを充たしたままで監視したいという要求がある。これを実現する方法には数々あるが、そのうち超音波ビームで走査し、その反射波または透過波を検出して映像化するいわゆる「ナトリウム透視器」が有望視されている。

この装置には高温の液体ナトリウム中で超音波ビームを走査させるという機能を持たせるため、世界各国において独自の方式が開発されている。わが国でも動燃事業団を中心に開発がすすめられている。ここでは「ナトリウム透視装置」の現在までの開発の状況の紹介をする。

2．ナトリウム透視装置の種々の方式

2．1　要求される主要機能

ナトリウム冷却高速増殖炉の原子炉容器内部の検索装置としての「ナトリウム透視装置」に要求される性能としてはつぎのようなものがある。

① 燃料集合体の諸状態の観察：　炉心部に装荷されている燃料集合体の正規の位置からの浮き上りや、横方向のずれを確認し燃料交換や炉内の保守点検時の作業性を高める。

② 燃料集合体の識別：　炉心部の燃料の交換前後に予定されている燃料が正しい位置に装荷されていることを確認する。

③ 炉容器内構造物の変化の観察：　燃料集合体以外の炉内構造物の変形などを確認する。

④ 原子炉出力調整用制御棒などの切離し確認：　原子炉停止時に制御棒などが炉心内に正しく挿入されていて炉内の保守や燃料交換を支障なく行うための確認。

⑤ その他炉容器内の観察：　必要に応じて炉容器内部の観察を行う。

2．2　ナトリウム透視装置の諸外国の方式

前節で述べた機能を果すためのナトリウム透視装置としては種々の方式が考えられている。ここでは諸外国で行われているナトリウム透視装置の方式の概要を紹介する。装置の基本構成は液体ナトリウム中で超音波を発受信する超音波発受信部、それを液体ナトリウム中で走査する駆動部、駆動部を炉外で制御する駆動制御部、超音波信号と駆動部の位置信号とから炉容器内の様子を画像信号などにして表示する表示部から成り立っているものが普通である。これらの構成要素のうちでナトリウム透視装置として特長が出るのは直接高温の液体ナトリウムにふれる部分の超音波発受信部と駆動部である。以下これらの特長を中心に述べる。

＊　動力炉・核燃料開発事業団　高速増殖炉開発本部
＊＊　東芝・総合研究所　エネルギー機器研究所

〔FFTF（米国）方式〕*

FFTFの炉内監視用に開発中のものは、超音波発受信部としては250℃まで使用可能のPZT磁器（チタン酸ジルコン酸鉛）を用いたナトリウムに直浸可能な超音波トランスジューサを使用し、約30個のこのトランスジューサを長さ1mの円筒のアームの表面に固定し、このアームを長さ14mの駆動塔にとりつけ、炉外からアームを3次元的に走査する。このような走査により炉容器内の構造物の様子をブラウン管上に表示し、その全体の形状などの確認を行うものである。さらにアームから障害物までの距離表示の機能をも持っている。この装置については今後駆動部や超音波トランスジューサの高温ナトリウム中での信頼度に関する研究がすすめられるものと思われる。

〔フェニックス（仏国）方式〕**

フェニックス炉においてすでに「ナトリウム透視装置」は稼動している。この方式の特長はナトリウムーカリウム合金を満たした超音波の導波棒を炉内に挿入し、炉外の一端に常温用の超音波の発受信をするトランスジューサをとりつけ高温での超音波の発受信の問題を解決していることである。この導波棒を炉容器に垂直に挿入しその先端を90度曲げて回転させることにより炉容器内構造物を横方向から透視する。この場合導波棒から発信された超音波が被検体表面から確実に反射されて再び導波棒にもどってくることが必要で、そのためには被検体表面が超音波ビームに垂直な面を有するかまたは特殊加工がほどこされていることが要求される。この方式はAスコープ方式または水平透視方式といわれ、鮮明な画像を得るためには前述の被検体の反射面の問題と液体ナトリウム中での超音波の減衰である。

なおフェニックス炉ではこの装置を燃料交換時に使用し、燃料交換機の動作状態と監視に使用している。

〔英国方式〕***

英国では現在CFRに採用する予定で水平透視方式（Sweep Arm）および集合体確認用（Sub Assembly Identification）装置の開発がすすめられている。駆動方式については明らかではないが、超音波発受信部の研究にも力を入れ、フェニックス方式と類似の導波棒方式とナトリウムに直浸可能なニオブ酸リチウムを用いたトランスジューサの開発を並行して行っている。

〔西独方式〕****

西独の場合はおもにフェニックス方式と類似のAスコープ方式を直浸式のトランスジューサ（ニオブ酸リチウム）を用いて実現させることを目指し、目下トランスジューサの開発に力をそそいでいる。

2.3　動燃事業団方式「ナトリウム透視装置」

わが国でも2.1で述べた機能を有する「ナトリウム透視装置」の開発が行われている。ここではおもにその方式の概略を述べ、その詳細は次章で紹介する。

「ナトリウム透視装置」の開発はまず装置の概念設計で方式の選択、基本構成の決定を行いその後引きつづいて各コンポーネントの開発、システムの基本的性能の評価が行われている。

まずどのような方式にするかは、当時諸外国にもこれといった参考例はなかったが、医用診断装置や深海探査用の超音波透視装置を参考にして、2.1で述べた要求機能を満たすように検討がなされた。その結果、単一の装置で諸要求を満たすことは超音波の発受信部、およびその

---

*　C.K.Day et al "Under－Sodium Viewing"IEEE Ultrasonic Symposium Nov.(1973)

**　N. Lions et al "Special Instrumentation for PHENIX" BNES Intern Conf. Session 5 March (1974)

***　J. Bishop et al "High Temperature Acoustic Transducers for use in LMFBR" IAEA Specialist Meeting on In-core and Primary Instrumentation Dec. (1975)

****　H. A. Rohrbacher et al "Ultrasonic and Acoustic Detection Method for LMFBRS" BNES Intern Conf. Session 5 March (1974)

駆動部、信号処理などに問題があると考えられたため、2つの方式にわけて装置を開発することになった。2つの方式とは水平透視方式（Aスコープ方式）と垂直透視方式（Cスコープ方式）である。水平透視方式のものは図1の概念図に示すように超音波トランスジューサを炉内で駆動装置にとりつけて炉心部を横から走査し炉内構造物の状況、特に燃料集合体の浮き上りや、制御棒などの切り離しの確認をするものである。いいかえれば炉心部と炉上部機構のギャップを確認することを主要機能として考えた。この方式を実現するため原型炉クラスの炉であっても超音波の往復距離は10～12mにおよび、しかも浮き上った燃料集合体や制御棒からの超音波の反射は非常に弱いことが考えられたため、トランスジューサに対向して超音波反射板を設ける方式とした。なおこの方式の「ナトリウム透視装置」の作動は燃料交換時または炉容器内保守点検時と考え、最高350°の液体ナトリウム中で行うことを想定している。

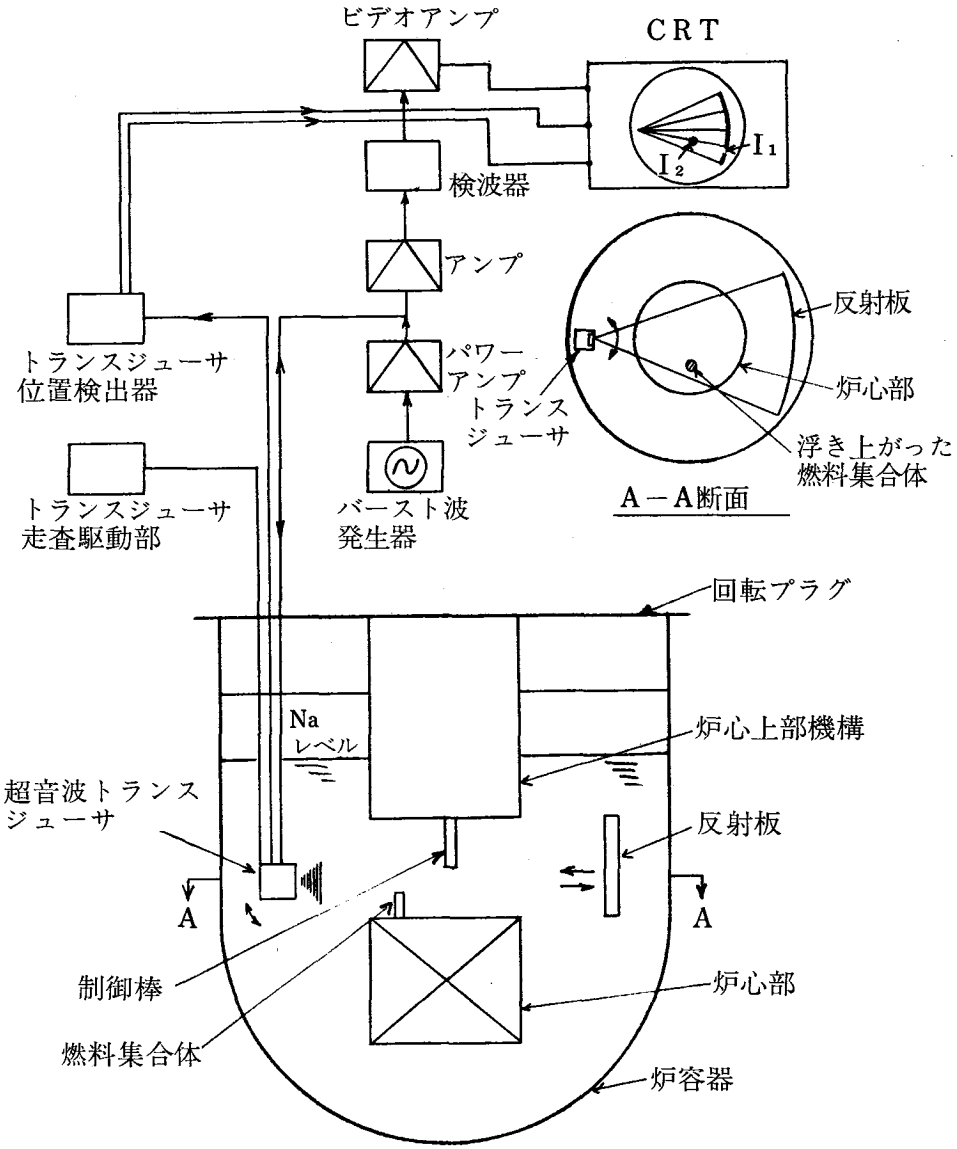


図1　水平透視（Aスコープ）方式ナトリウム透視装置原理図

垂直透視方式は水平透視方式での超音波の走査範囲が比較的広いのに対し、近距離の物体を詳細に観察するために考えられたものである。炉容器に設置する場合の概念図を2重回転プラグ方式の原子炉について図2に示す。この方式は超音波トランスジューサを被検体の近くで走査しその形状の識別を行うもので、おもに燃料集合体の識別、個々の燃料集合体の傾きの測定などを行えることが特長である。この装置も水平透視方式と同様最高350℃の液体ナトリウム中で動作させることを考えている。

3．垂直透視方式ナトリウム透視装置

3．1　概要

「ナトリウム透視装置」の開発は前述の方式の決定に引きつづき、基本的な構成、動作などが原子炉の型式や寸法に影響を受けない垂直透視方式から開始された。この装置の基本的な構成は図2に示したように液体ナトリウムに直浸可能な超音波トランスジューサ、トランスジューサを液体ナトリウム中で走査するための駆動部、および超音波信号とトランスジューサの位置信号を処理し表示する表示部とから成り立っている。この章では垂直透視方式の基本的な性能評価をするために動燃事業団委託で東京芝浦電気株式会社が試作試験した装置の概要およびその水中、ナトリウム中での性能評価試験研究結果について述べる。

3．2　試作装置

基本的な性能評価を行うため試作した装置は写真1に示すような外観をしている。以下各部の代表的な特長を述べる。

①　超音波トランスジューサ

液体ナトリウム中で超音波の発受信を行う部分で高温で確実に動作するように高いキュリー点（～1200℃）を有するニオブ酸リチウム結晶を用いて試作した。トランスジューサのナトリウムにふれる部分はステンレス鋼を用い溶接による密封構造とした。このトランスジューサは600℃ナトリウム中で1ヶ月以上の動作を確実にするよう、ニオブ酸リチウムの表面、ステンレス容器への接着、内部構造に種々の工夫がなされていてこのようなトランスジューサは諸外国に例を見ないものである。この外観を写真2に示す。このトランスジューサからの超音波ビームは水中および300℃液体ナトリウム中でそれぞれ50mm、40mmの位置に焦点距離を有し、そこでのビーム幅（－3dB包絡線）はそれぞれ3mm、および2.5mmである。

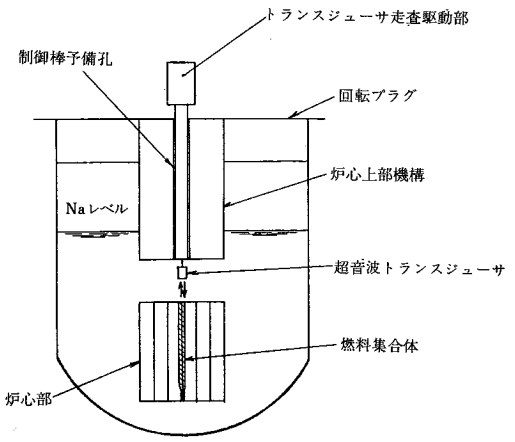


図2　垂直透視（Cスコープ）方式ナトリウム透視装置原理図

②　トランスジューサ駆動部

この方式の「ナトリウム透視装置」の構成部でトランスジューサとならんで開発に注力されたのはこの駆動部である。駆動部の構造概念図は図3のようになっていて、下部先端にトランスジューサをとりつけシール円筒を介して電磁クラッチにより「渦巻状」に走査させる方式を採用した。この理由は液体ナトリウム中で動作させるため、外気に対しシールをし、かつ駆動力を与える必要上採用した方式で、これも諸外国に例を見ないユニークなものである。

この駆動部の摺動部や歯車の材質・形状には液体ナトリウム中でのカジリなどの防止のため、硬い金属の組み合わせを採用した。さらに被検体を画像化するうえでトランスジューサの位置を精度よく検出するため、シールされた円筒外部に光電式の位置センサをとりつけ、1周あたり200個の位置信号をとり出すようにした。この駆動部の渦巻き走査のピッチは0.25mmから3.0mmまで回転数を5rpmから25rpmで変化させる

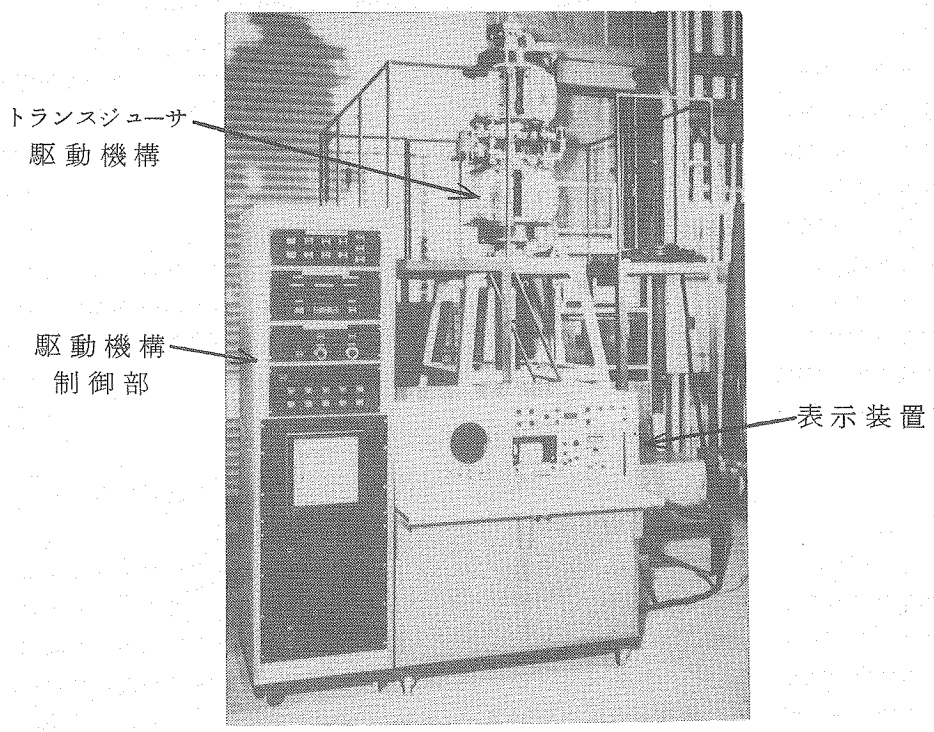


写真1　Cスコープ方式ナトリウム透視装置試作装置

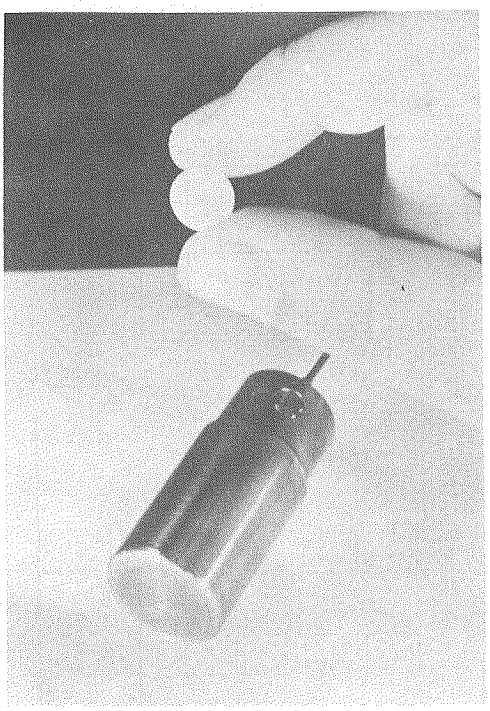


写真2　Cスコープ方式超音波トランスジューサ外観

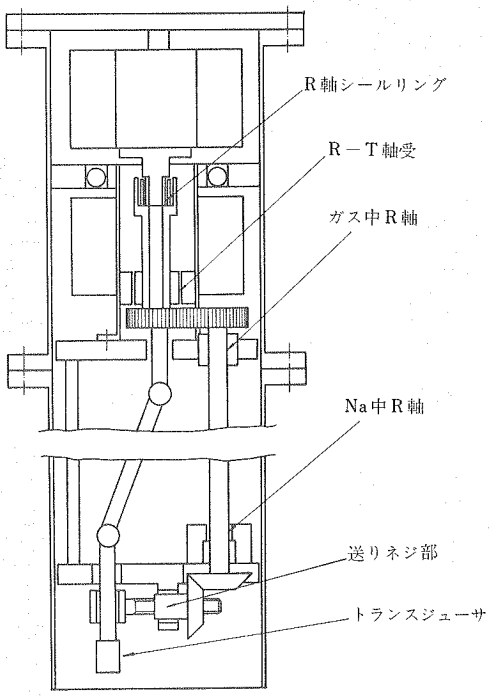


図3　垂直透視（Cスコープ）方式トランスジューサ駆動部構造概念図

ことによって適当な値を選ぶことができる。

③　表示部

トランスジューサによって受信された反射超音波信号と駆動部からのトランスジューサの位置信号によって被検体の透視像をCRT上に画像化するものであり、そのブロック図を図4に示す。この装置の特長は駆動部の走査速度が25 rpm以下と非常にゆっくりであるにもかかわらず磁気シートメモリにトランスジューサの位置信号と超音波信号をいったん記憶させ、それを高速度で読み出しCRT上に透視像を作ることができる点である。

3．3　試作装置の性能

試作された装置の性能評価試験が大洗工学センターの音響機器試験ループや東芝総合研究所において行われた。この装置の主要機能は燃料集合体の識別であることから、被検体として図5に示すようなターゲットを準備した。このターゲットの概略寸法は実験炉の燃料集合体を模擬したものである。頭部には燃料集合体の識別の評価を行うために、超音波の反射がトランスジューサに帰ってくる面（平面）と反射が帰ってこない面（切り込み）を交互に配置した。幅は5 mmから15mmまで1 mmおきとした。

このターゲットを円筒内に支持して駆動部外筒の先端にトランスジューサとの距離が変えられるようにしてとりつけた。

性能評価試験は液体ナトリウムと音響的に似ている常温水中で行われた。引きつづいてナトリウム中で評価試験が行われた。これらの結果をまとめるとつぎのようになる。

(1)　「渦巻走査方式」の駆動部の最高温度350℃のナトリウム中での動作はナトリウム中の不純物レベルや装置の組立て精度に影響を受けるが、これらの点を注意することにより一週間程度の連続運転は可能であった。このことははじめて試作された装置としては予想以上の成果であった。

(2)　液体ナトリウム中へ直接浸たすことが可能なトランスジューサでの超音波エコーは、写真3、4に示すように水中でも高温ナトリウム中でもほぼ同じ強さが得られた。しかしナトリウム中でのトランスジューサの「ぬれ性」については今後の問題として残された。

(3)　液体ナトリウム中での燃料頭部模擬体の透視像は写真5、6に示すように常温水中のも

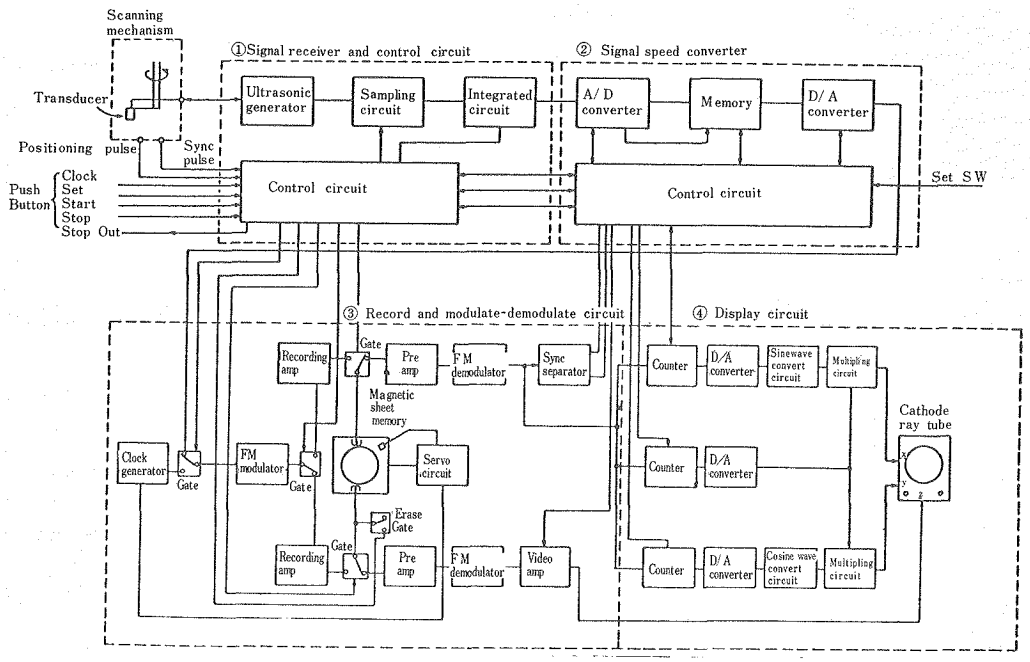


図4　Cスコープ方式表示部のブロック図

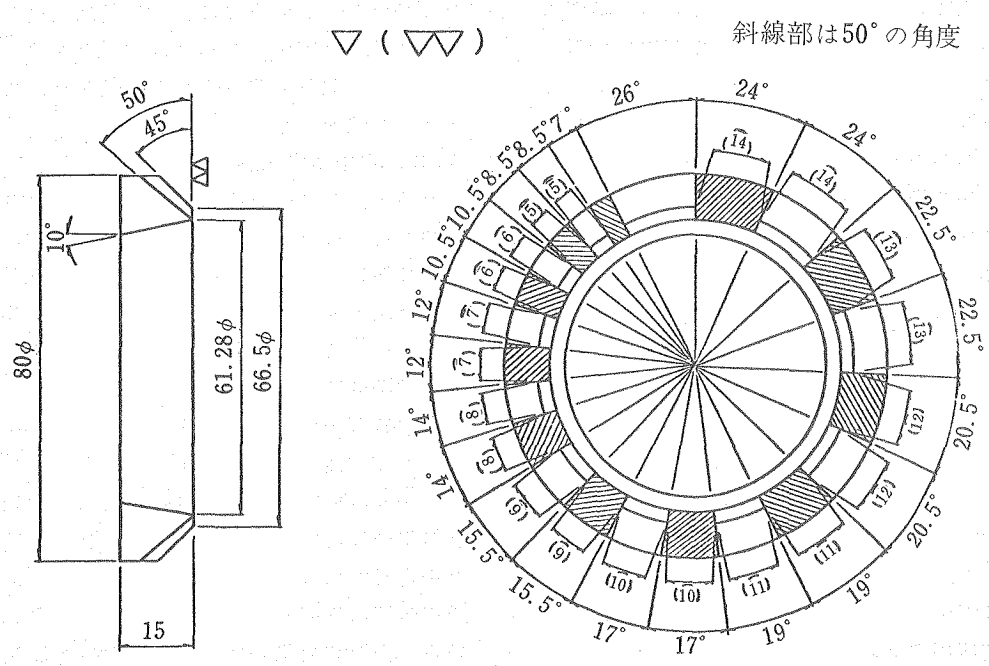


図5　被検体の形状

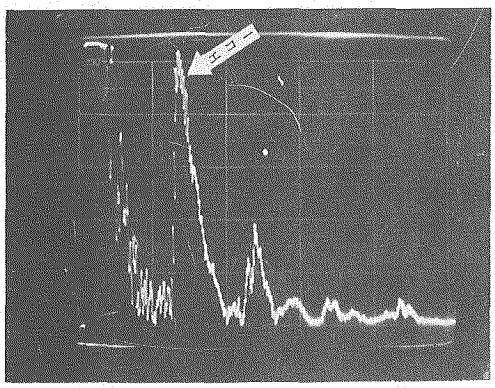


写真3　水中の超音波エコー

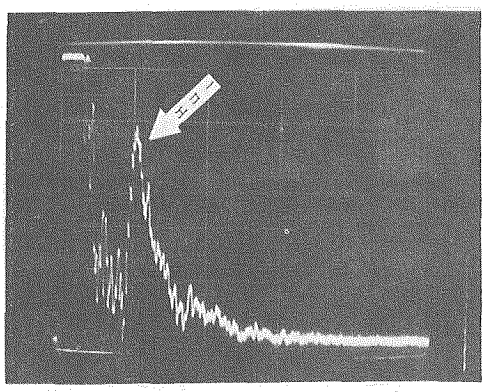


写真4　250℃ナトリウム中の超音波エコー

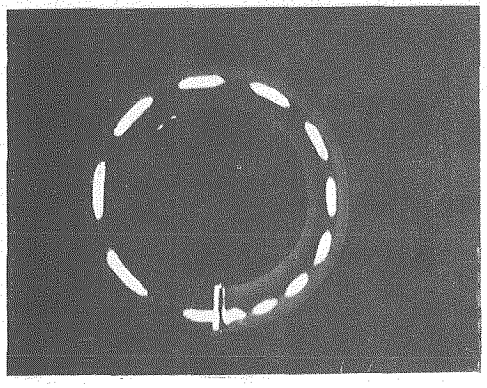


写真5　水中の透視像

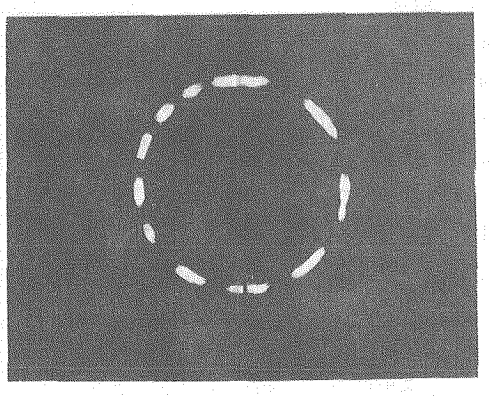


写真6　250℃ナトリウム中の透視像

のと大差のない解像度をもっている。識別のためのマーキングは巾5mmまで明瞭に分離されている。

(4) 解像度のもっともよいトランスジューサと被検体の距離は超音波ビームの焦点距離（本試作品の場合は40mm）がよい。

(5) これらの画像を表示する部分の表示部は駆動部の走査速度が20rpm以下と比較的ゆっくりで、一つの画像を得るために数分を要するにもかかわらず鮮明な画像を安定にCRT上に表示した。

(6) この一連の性能評価実験では燃料集合体の識別を中心に行われたが、同時に燃料集合体の基準面からの浮き上がり量の測定や傾き量の測定の可能性も定性的ではあるが、確認されたため引きつづいてこれらの定量化の研究を計画中である。

(7) 高速炉プラントでこのシステムを実現するためにはさらに実機規模での各部構成要素の信頼度向上のための研究開発、および実機へ適用するための駆動機構に関する研究開発が必要である。

なおこれらの研究の詳細は動燃事業団報告書「ナトリウム透視装置水中特性試験」SJ－201　75－04（1975）（東芝　大野他）および「ナトリウム透視装置ナトリウム中試験」SJ－201　75－04（1975）（東芝　高松他）に述べられている。

4．水平透視方式ナトリウム透視装置

4．1　概要

水平透視方式ナトリウム透視装置は、2．1節で述べた要求性能のうち特に、炉停止時の炉心部と炉心上部機構の間の間隔（以下ギャップと呼ぶ）を確認するためのもので、音響スイーパとでもいうものである。この装置の基本構成は図1に示すように、超音波を発信および受信する超音波トランスジューサ、このトランスジューサを液体ナトリウム中で走査する駆動部、炉中心をはさんでトランスジューサと対向して設置された反射板および超音波信号とトランスジューサの位置信号を処理し表示する表示部からなっている。この章では、水平透視方式の基本的な性能を評価するために行った水中試験結果と開発中の駆動装置および大口径トランスジューサの概要を述べる。

4．2　水中基礎試験

原型炉クラスの縮小モデルを用いて水中基礎試験を行い以下の項目について検討した。

イ）SN比、ロ）反射板の取付精度、ハ）ギャップ検出限界、ニ）水平分解能、ホ）複数本浮上がりによる相互干渉

①　試験装置

試験装置の構成図を図6に示す。この装置は高周波超音波を受信し、かつ受信するトランスジューサ、高速炉炉上部機構下部、炉心部上部、燃料集合体反射板および水槽からなり、ギャップを音響的にシミュレーションし、ナトリウム透視装置の性能を評価できるように構成されている。模擬燃料集合体の形状は円筒とし、ギャップは1mmピッチで変えることができる。反射板はトランスジューサの位置を中心とする曲率半径約1800mmの凹面反射板（反射面は鏡面）であり、トランスジューサからの距離を変えることができる。トランスジューサの走査は、水平扇形、垂直直線、俯仰角の三つについて行うことができる。

この装置によって、イ）検出ギャップと超音波のビーム幅、ロ）反射板取付精度とトランスジューサの大きさ、ハ）SN比について試験をした。

②　SN比

5MHzの超音波によってSN比を概略模擬して水中試験を行った結果、反射板を用いないで浮き上った燃料集合体からの反射波を信号とする場合に比べ、反射板を設けることによって最大SN比は40dBよくなることがわかった。これは、せまいギャップ中を超音波が伝ぱんするうちに、そのギャップの境界から反射する波がノイズレベルを上げるためで、反射板を設けることによってこのノイズは時間的に分離できるためである。その一例を写真7に示す。

③　反射板の取付精度

反射板の取付角度およびトランスジューサか

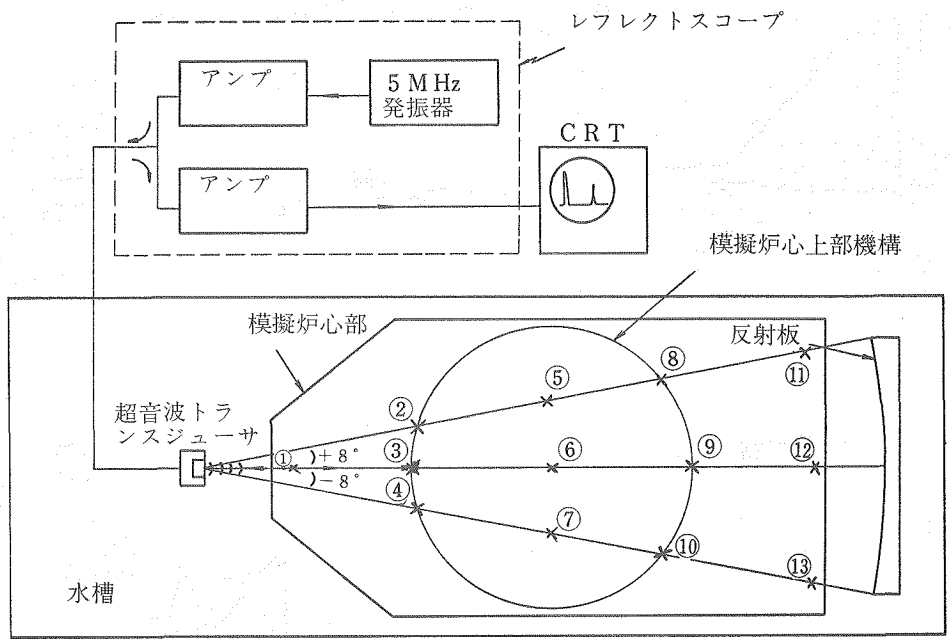
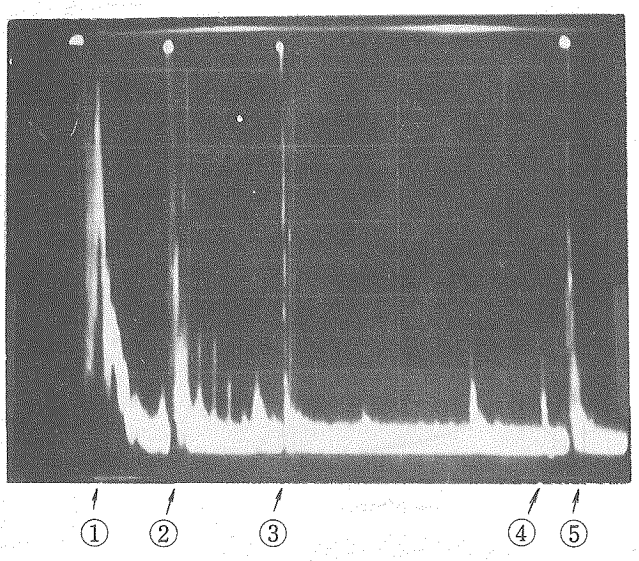


図6　Aスコープ方式の試験装置ブロック図（①～⑬は浮き上げた模擬燃料集合体の位置を示す）



① 送信波
② 炉心部端面（音源側）からの反射波（ノイズ）
③ 炉上部機構端面（音源側）からの反射波（ノイズ）
④ 浮き上り集合体からの反射信号
⑤ 反射板からの反射信号

写真7　信号とノイズレベル

らの距離を変えて、反射板の取付精度を検討した結果、トランスジューサの位置は原型炉クラスの炉で反射板の曲率中心から炉心中心方向に約±10数mmの範囲にあることが必要である。

④　ギャップ検出限界

トランスジューサを水平扇形および垂直直線走査して検出限界を求めた結果、超音波のビーム幅を1.3°、正常ギャップを50mmとした時、約10mmであることがわかった。その結果の例を図7に示す。正常ギャップ15mmとした縮小モデル

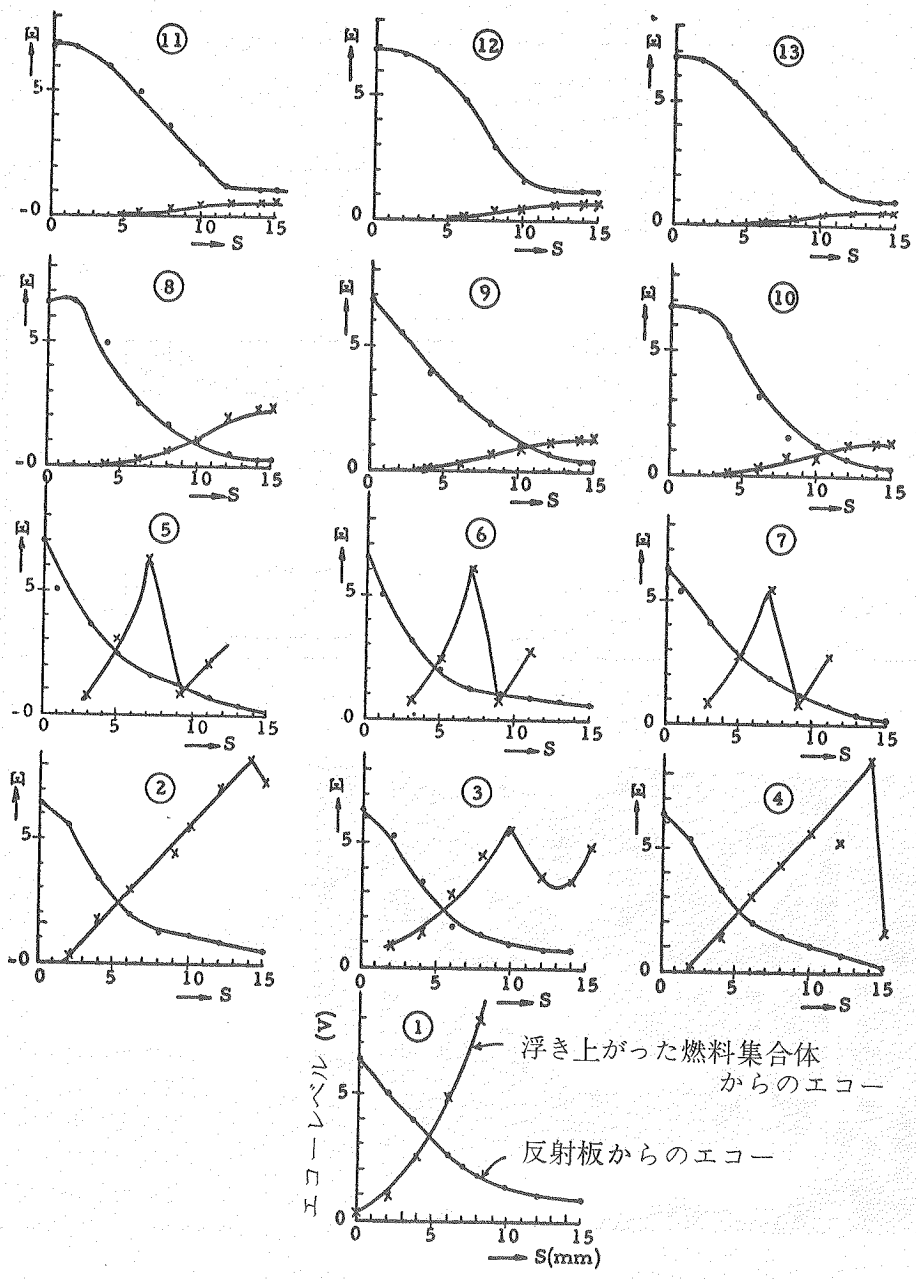


図7　燃料集合体の浮き上がり量と位置による
エコーレベルの変化（S：浮き上がり量）

による実験結果で、ギャップが3mm以下（燃料集合体の浮き上り量が12mm以上）では、信号レベルのギャップ依存性がなくなっているので縮小モデルで検出限界は3mmである。図中X印は浮き上った燃料集合体からの反射波レベルであるが、浮き上り量と信号レベルの間に一定の関係が得られていないので反射板を設置しない方式は、むずかしい。

⑤　水平分解能

浮き上り燃料集合体の中心軸間距離を変えて、反射板からの信号レベルを測定した結果、超音波ビーム幅（－3dB幅）に等しい位置にある集

合体を分離して検出できることがわかった。

⑥　複数本浮き上りによる相互干渉

複数本の模擬燃料集合体を浮き上げて相互干渉を試験した結果、それによって、時間的にずれた位置に新しく反射波が現われたり、境界からの反射波が現われたりする干渉は観察されなかったが、反射板設置方式がすぐれている実験例を確認した。その実験結果を写真８に示す。この写真から、燃料集合体が階段状に１mm以下の差で浮き上り、ギャップが０の場合でも集合体からの反射波にたよっていると信号はノイズレベル以下になり、あたかも浮き上った集合体はないと誤認する。一方反射板からのエコーは、ギャップを通った超音波のみが受信されるのでギャップ０の場合は、信号レベルも０となり、浮き上りモードには依存しない。

以上の基礎実験から、水平透視式ナトリウム透視装置は、反射板設置方式が従来方式の欠点を補う優れた音響スイーパであることが明らかになった。この方式による浮き上り集合体の検出例を写真９に示す。これは、模擬燃料集合体を図に示すように超音波の集行方向に垂直な面にある４本を浮き上げた時の検出例である。

４．３　研究開発の現状

①　超音波トランスジューサ

水平透視方式ナトリウム透視装置に用いる超音波トランスジューサは、ＳＮ比をよくするために液体ナトリウム中で使用できる直浸型であ

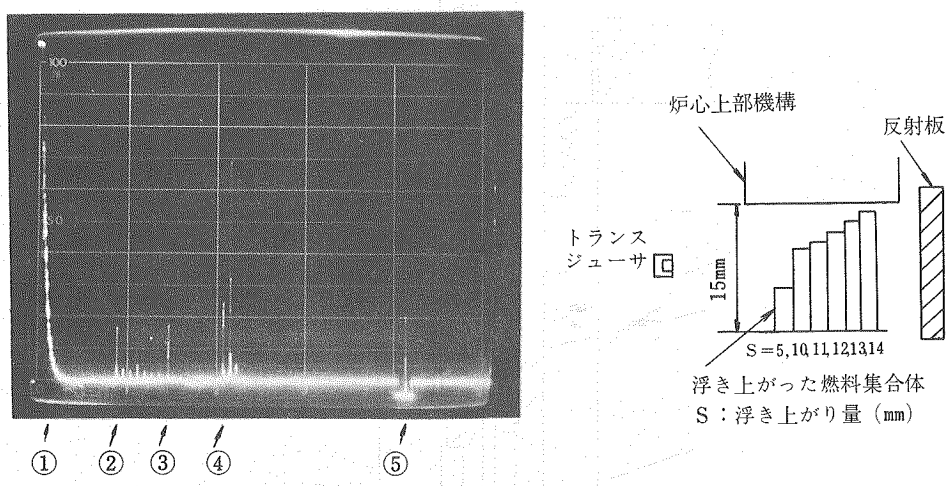


写真８　階段状に複数本浮き上がった時のエコー

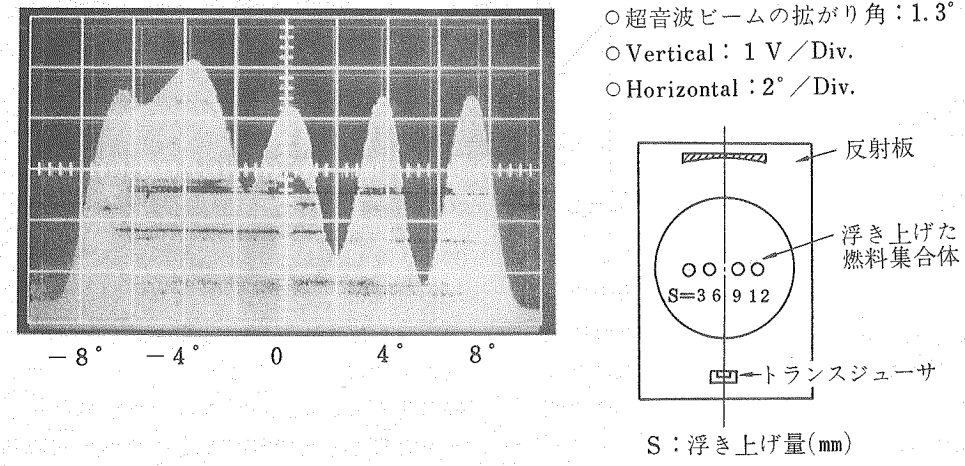


写真９　浮き上がり燃料集合体の検出例

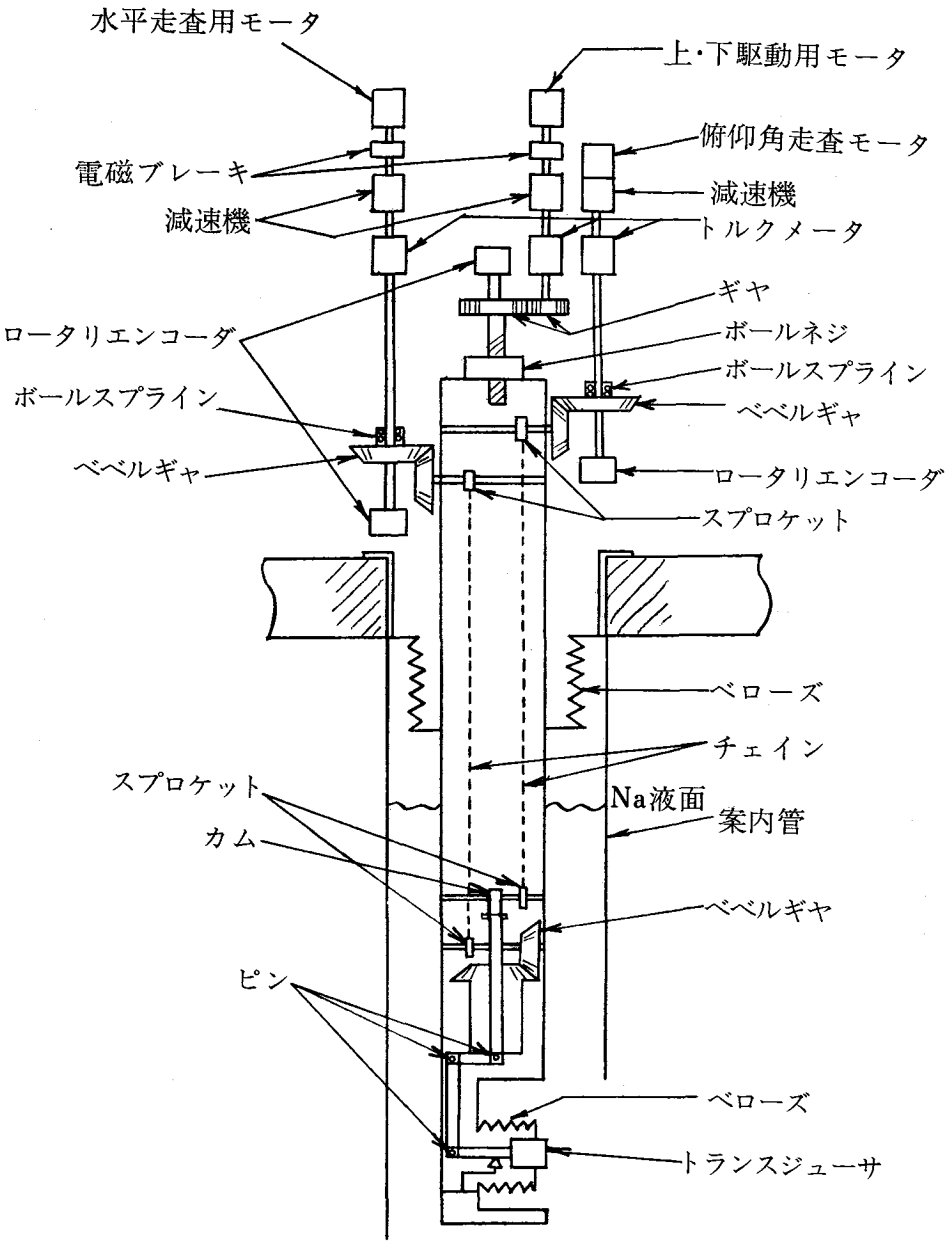


図8　Aスコープ方式駆部構造概念図

ること、原型炉クラスで数mの距離になるため遠い距離でビームを絞るように数10mmの大口径であることが必要となる。そのため、垂直透視方式用トランスジューサの開発技術の上にたって、口径の大きい高温用トランスジューサの開発を行っている。

② トランスジューサ走査駆動部

駆動部は、垂直透視方式の駆動部のナトリウム中試験結果を基礎として検討し、イ）ナトリウム中で可動するメカニズムを少なくする。ロ）軽量化をはかる。ハ）取扱いを容易にする。などを方針として設計した。その駆動部の基本構成を図8に示す。この装置は、3個の走査用モ

一タを有し、トランスジューサを水平扇形走査（走査角度範囲54°）、上下直線走査（走査範囲100mm）、俯仰角調整走査（走査範囲±5°）の三走査することができるように構成されている。

③　表示装置

表示装置については現在その方式の検討段階である。どのような方式がよいかいろいろな案があるが、その一例をつぎに述べる。

トランスジューサの位置信号と、反射板および浮き上り燃料集合体や切り離し不完全な制御棒からの反射波信号によって、図1に示すように表示し、その位置を読みとることができる。すなわち、集合体が浮き上っていると反射板からの信号は、CRT上でI_1で示すように像がぬけ、集合体からの反射波が得られれば、その位置の像I_2が得られる。

なお以上の研究開発の詳細は動燃事業団報告書「Aスコープ型ナトリウム透視装置基礎試験[I]」SJ201　76－15（東芝　上杉他）に述べられている。

5．あとがき

以上多くの特長のあるナトリウム透視装置の開発について紹介を行ってきた。ここで紹介した2つの方式のうち垂直透視方式については基本的な性能は満足すべきもので、将来の高速増殖炉での実現の見通しが得られたが、実際に適用する場合にはまた実機レベルの信頼度の高い装置の開発や実際を模擬した駆動装置の開発が望まれる。一方水平透視方式は水中基礎試験の結果および垂直透視方式での液体ナトリウム中での超音波の発受信による画像化の経験とから装置の実現性は充分期待できるが、引きつづいて計画している反射板の開発研究やナトリウム中の性能評価試験を通し信頼度の高い装置への展望が開けてくるものと思われる。

なおこれらの研究開発の結果は原型炉の設計においても充分反映されていることを付記しておく。

第4回日独高速炉会議報告

川口　修*　三本保秀*
金子洋光*　大坪　章*
加納　巖*　小松純治**

1．まえがき

昭和46年5月26日に締結された日独高速炉協定にもとづき、51年5月11日から21日まで第4回の年会がドイツ、ベルギー、オランダで開かれた。

1年半前に東京で行われた第3回年会の結論にしたがって、今回は協定の範囲に含まれる項目の全般的なレビューの他スペシアルセッションは安全、燃材、計測、構造材料に限定された。

会議では開発状況の情報交換、今後の協力方法の具体案の作成が行われ、またドイツ、ベルギー、オランダの各研究施設および原型炉SNR 300の建設現地カルカーを訪問した。

おりしも独－仏の産業界も含めての広範な協力協定が結ばれようとする時期であったが、P-NC-DeBeNe間の現協定も継続されることが合意され、会議はきわめて友好的かつ積極的協力の雰囲気で行われた。

筆者のほか、大山理事および木下国際協力室長が、主としてGfKでの会議に出席した。

2．会　議

2．1　開会セッション

まずGfKの原子炉開発と安全性の managing Director であるDr. Hennisと大山理事の挨拶および両サイドのLMFBR開発の概況報告が交換された。

日本とDeBeNeの間の過去5年間の協力関係は有意義であったと評価され、今後の協力関係の継続が合意された。

つぎにDeBeNe側のLMFBR開発プログラムの現状が紹介された。その内容のおもな点はつぎのとおりであった。

① SNR 300

1973年建設開始。1980年半ばに臨界の予定で工事進行中。発注者はSBK（独RWE（70%）、オランダSEP（15%）、ベルギー SYNATOM（15%）の共同出資）で、受注者はＩＮＢ（独ＩＮTERATOM(70%)、オランダNERATOM（15%）、ベルギーBelgoNucleaire（15%）共同出資）である。

② SNR II

予備設計終了。1300MWeに決定。SNR 300で忙しく人手をさく余裕もないので、スケジュールははっきりさせられない。Super Phenix との関係も落ちついていない。発注者としてはESK が設立された。受注者はINBである。

③ KNK II

Na冷却熱中性子炉KNK Ⅰを高速炉に変換する作業が進行中で、1977年春には臨界の予定である。これは日本の実験炉に相当する。

開発体制が非常に複雑で各国間のバランスをとりながらの開発には苦労が多いことが見受けられた。またFBR に関するライセンスは部分ライセンスを積重ねる方式になっており、多大の時間を要するようである。許認可対策がこのセッションの大きなトピックスになっていた。

またFBR 開発協力に関するDeBeNeと英国の交渉は失敗したが、仏との交渉は成功した、との報告があった。

＊　動力炉・核燃料開発事業団高速増殖炉開発本部
＊＊　動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター燃料材料試験部

2．2　安全セッション

局所および全炉心事故解析コード開発の現状の発表があった。関連した実験計画について述べる。局所閉塞の炉外試験はGfKのPeppler およびRCNでほぼ計画どおりのスケジュールで実施されており、特にGfKの試験の解析は英国と共同で、英国で開発された解析コードSABREを使って行われている。ただ5月現在ではSABREは手直しを英国でやっているとのことであった。局所閉塞の炉内試験 MOL 7C は第1回の試験を今年11月に開始すべく装置製作中である。全炉心事故解析に関連した実験のうちCABRI（独・仏・日・英の協同プロゼクトで反応度模疑炉内試験)はほぼ計画どおりすすんでおり、第1回の試験は来年はじめに開始される予定である。またフランスが実験した冷却材流量喪失試験SCARABEEは独、英が協力して解析を実施している。またオランダのRCNでの炉内試験LOC、SHOTも継続中である。解析は独で開発したBREDA コードで行う。なお安全性に関する解析コードのアブストラクトを交換することが合意された。

UO_2／PuO_2および Na の状態方程式を求めるためのレーザーを使っての試験は継続して実施しており、将来はカーバイト燃料、FP を含む燃料、ステンレス鋼についても実験する計画である。

エアロゾルに関しては挙動試験を継続して実施しているが Sand bed filter については実用可能な段階に到着した。PNCの改良フィルターについても関心を示していた。

FPガスの燃料ピンバンドル内放出試験に関しては双方で試験が進行中であり結果を交換することで合意された。

配管の信頼性試験（ Leak before Break ）については協力の可能性を検討することになった。

耐衝撃試験に関しても材料の衝撃引張り試験も含め情報交換および協力について検討してゆくことになった。

2．3　燃材セッション

1974年の会議以降進歩したことは SNR 300、MK Ia 燃料ピンの確性照射がひととおりおわり、燃料要素の仕様が決まったことである。したがって開発の主体が MK II や SNR II の燃料材料に向けられてきた。将来の方向はもちろん経済性であるが信頼性、高燃焼度、高増殖利得を開発目標としている。おもなトピックスはつぎのようである。

(1) 酸化物燃料と被覆管：　高速中性子下で約223'本の燃料ピンを照射し、最高燃焼度はSNR 300 MK Ia 用にラプソディで照射した2集合体で10.6a/o に達し健全であった。しかし照射量は 6.4×10^{22}nvt（0.1Mev以上）でこれは MK Ia 目標値の約半分で高照射量のスエリング把握につとめている。被覆管はスエリングやクリープ特性、それに内面腐食の点からも優れた1.4970（10－15％CW、Ti安定化材）を採用し、ラッパー管には1,4981（Nb安定化材）を使用する。もしスエリング量が 1×10^{23}nvt で10％を越すようであれば、Ti安定化材1.4980、A286 、12×RN 72など代替材、さらに1.4923、1.4914、PE16 などの改良材を考えている。TiやNb で安定化したステンレス鋼は照射前の熱処理でTiC、NbC を形成し、ボイドの形成や成長に大きく寄与する $M_{23}C_6$ の析出をおさえる。また1.4970にはBが80ppmほど入っているが、TiC を分散させクリープ特性をよくする働きがある。照射による塑性変形にはスエリングで誘起される炉内クリープを考慮する必要があるという。

(2) 欠陥燃料照射：　フランスと共同でSILOE炉を利用し燃料の破損挙動を調べている。定常状態あるいは出力サイクル時の燃料やFP放出特性、配管系への沈着、FPの化学形、燃料とNaの反応、欠陥の拡大、ピンの変形、破損検出法などがおもな研究内容である。

(3) 制御材：　SNR 300、MK IIでは 540日の制御材使用が必要であるが、現在 MK I の B_4Cは200日位しか使用できない。したがって B_4C や EuB_6 の Vented 型あるいは Eu_2O_3 の Closed 型を検討している。

(4) 改良型燃料：　Heボンドの炭化物燃料につきスエリングや燃料と被覆管の機械的相互作

用を中心に実験をすすめている。ALKEMに500kg/Yearの製造施設をつくっている。

2．4　計測セッション

計測関係のまとまった討議としては、5月12日午後に双方が開発成果を出し合ったメイン・セッションと、その前日のMOL 7C用小型流量計およびKNK II用小型炉内核分裂電離箱に関する担当者レベルの会議、13日の計測に関するコンクルージョン打合せおよび17日のINTERATOM社での質疑であった。

メイン・セッションでは日独双方の最近の成果を紹介し合った。GfKは集合体出口の温度計の信号から局所異常を判断する方式、音響検出器による炉心異常検出のための実験検討、永久磁石の温度および照射による劣化試験、中性子ノイズによる沸騰検出の検討、などについて説明した。日本側からは計測器開発一般についての開発成果，小型流量計および小型炉内核分裂電離箱の最近の成果について紹介した。

日本から小型流量計、炉内核分裂電離箱の成果を紹介したのは、それぞれドイツのMOL 7C、KNK IIで日本製のものを使用する予定であったからであり、11日の午後にはこれらの検出器供給について担当者レベルでの細い打ち合わせを行った。しかし、帰国後、小型流量計はドイツ側の試験工程の都合で、電離箱は見返えり情報について合意が得られず、計画中止となった。

INTERATOM社では、事前に出してあった質問書の半分位を聞くことができた。大口径の電磁流量計の較正は、水で±1％の精度に較正したベンチュリー型流量計を用い、ナトリウム中で永久磁石式流量計を較正し±2.5％の精度を得るといっていた。この精度は規制側からの要求である。ナトリウム透視器（ナトリウム中の構造物の影像を超音波を用いて見る装置）の開発もすすめているが、日本のように燃料集合体の浮き上りを検査することを主目的にはしていない、ということであった。SNR 300の炉心熱出力は水系から較正してくるということで、その精度を3～4％とみているという説明であった。

CENのMOL 7Cの試験体のどこに小型流量計を入れるか説明を受けてきたが、帰国後ドイツの都合で送らないことになったので、単に聞いてきたということになってしまった。

2．5　構造材料セッション

このセッションでは、これにさきだって4月5～8日に来日してこの分野の日本側の研究開発状況を調べたBraun（TNO）、Grosser（IA）Knuth（GfK）氏らと、Kessler（GfK）、Coehoorn（RCN）、Tas（CEN／SCK）氏らが参加して、4月に合意したこの分野における日独協力の進め方について話し合いが行われた。

独側はSNR 300とSNR IIの設計のために、1975年から4ヶ年計画で、オランダ、ベルギーとも協力してかなりまとまった構造材料試験を展開しているが、不足する設計データについては諸外国と協力して補なっていきたい方針であり、協力をすすめていきたいという意向がKessler氏より表明された。これに対して、日本側はこれに応じる方針であるが、まず独側の実情を充分に知りたいので、DeBeNe諸国の研究所訪問時に関連施設を見学したいという希望を述べ、了承された。また今後の協力のすすめ方については、日本側は4月の会議での合意事項を正式なものとしたうえで、そこに示された7項目の分野あるいは内容について充分に検討し、具体的な提案を送り、その後、必要に応じて専門家会議などを行うことを確認した。独側提案によれば、単なる文献あるいは専門家会議による情報交換だけではなく、試験条件を共同で計画して定めるCombined Programを希望している。このようなやり方はわが国ではほとんど経験のないため、どのようなルールですすめていくべきかという点について不確定な点が多いが、共同で実施することによる利点もいろいろあると考えられるので、今後この問題について慎重にとりくむとともに、実りのある協力体制を実現していく必要があろう。

3．施設見学

日独会議の独側メンバーとして、北欧3国がはいっているので、見学した施設は下記のように各所にまたがっている。

3.1 GfK

(1) プルトニウム燃料実験室：　画像解析によって燃料内 Pu の均一性、ボイド分布を測定している。EMF 法による O／M 測定技術を開発しALKEMの製造工場に取入れる予定である。炭化物燃料は不活性雰囲気下でカーボサーミック法により製造している。

(2) ホットラボ：1964年に完成した5基のα-γライニングセル（遮蔽能力 10^7Ci、1 MeV）があり、外観、寸法、重量測定、金相試験のほか内圧クリープ試験やセル前面で燃料内残留 FP ガスの分析などができる。現在可搬型ボックスを内蔵した金相観察用鉛セル5基とX線回析装置2台を入れるセルを増設している。

(3) Transuranium Institute ホットラボ：1966年に完成したα－γセル7基（10^6Ci、1 MeV）は PNC の照射燃料試験室と施設的にまったく同じ構造である。そのほかCfを取扱う化学セル、4－5年前にホット更衣室を改造して増設した組織観察用鉛セル5基（10^2Ci、1 Mev）が狭い部屋にならんでいた。

(4) KNK II：　熱中性子炉を Na 冷却高速実験炉に改造したもので、炉心中央に7体の（U、Pu）O_2 試験集合体がはいる。1976年未臨界を目標に最終段階の工事をすすめていた。完成後は照射炉として利用する。

(5) 安全関係研究施設：　Na沸騰関係では Mol 7C モックアップ試験、169本ピンの局所沸騰試験、Na 液膜厚さ測定試験、水ループ局所閉塞試験；ラッパー管の耐衝撃試験；熱伝達試験関係ではスペーサー後の流速測定、ピンの偏よりと表面温度との関係、ミキシング試験、コロージョン試験、ヒーターピンの開発、FP ガス放出試験；事故後崩壊熱除去に関しては炉容器内の溶融燃料の熱輸送解析実験、炉溶器外に溶融燃料が出た場合の熱輸送実験を行っていた。

3.2 KWU

Heide 氏（KWU）の案内で川口、三本、加納は、西独軽水炉の設計・建設会社であるKWUのの主力工場、Mülheim Factory を見学した。西独の原子力機器の主力工場かと考えていたがここではタービンおよび発電機の製作が中心であった。軽水炉の設計および建設のエンジニアリング技術は自社の Frankfult 部門（約3500人）にまとめ、大洗工学センターのような研究所（約3500人）を Erlangen に置き、機器の製作はほとんど外注していた。

高速炉機器については、SNR 300 用の高圧タービンがほぼ組立完了状態で、発電機は組立作業中であったが、ポンプ、IHX、SG などは高速炉開発初期の約束にもとづき、オランダのメーカーに発注し、オーストリアの Linz にある Voest 社で製作された炉容器はサイトへ運ぶためにドナウを下り地中海に出て、北海からラインを登る旅の途中という。

日本の軽水炉メーカーはいずれもエンジニアリング部門と製作部門が一体となっているのに対して、西独の KWU はまったく異なったシステムをとっている点が印象的であった。

3.3 ALKEM

フランクフルト郊外ハナウの町にあるALK-EM社はKWUの子会社としてドイツ唯一のPu燃料製造工場である。1973年に軽水炉 Pu 燃料の生産をはじめて、現在軽水炉燃料に対し40t／year、高速炉酸化物燃料について10t／year の製造能力がある。炭化物燃料についても500kg／year の施設をもっている。現在 Pu 貯蔵施設の増設を検討している。1977～1979年にかけSNR 300初装荷燃料の60％を製造する予定である。製造施設は2つにわかれ、1つは粉末調製、焼結などの開発試験施設他は自動化を取入れた大量生産施設になっている。焼結ペレットは全数センタレス研磨し乾燥する。低密度ペレットはスクラップ回収粉を混ぜ調製する。EMF 法によるO／Mの定常測定には1～2年必要とのことであった。集合体組立てはALKEMでは行わずRBG で行う。転換工程で脱硝時生ずるガスはウォータースクラバーを通して排気する。Amの分離が問題のようであった。

3.4 INTERATOM

この会社は KWU 社の 100％ 持株会社で、西独唯一の高速炉開発メーカであるが、やはりエ

ンジニアリング技術の開発だけにしぼっており、機器製作設備は持たない。

高速炉の設計に直結するような多くの試験装置があり、ポンプ運転中にバイパスから低温Naを流して熱応力を加えるAPBループ、SNR 300のモックアップ炉容器、炉内水流動試験装置、燃料集合体など、各種の小型流動試験をするAKBループなどを見学した。また構造材料についてはクリープ試験室、疲れ試験装置などを見学したが、この他に、新しい4階建、22m×36mの建家を建設中で、ここをオフィスと材料強度試験室として利用する予定ということであった。

主要機器の設計がこの会社で行われているため、各種R&Dの試験計画が実際の設計と直結して丹念に実施されているという印象をうけた。

燃料関係ではSNR 300燃料のライセンシングの責任を負っており、燃料材料の仕様の検討、調整、燃料製造のSupervise、燃料設計解析などを行っている。

SNR 300の燃料製造はドイツのALKEMとベルギーのBelgoNucleaire(BN)の二社が担当するので、INTERATOM社は燃料製造と設計の間の調整に苦労している。たとえばBN社とは連絡調整委員会のようなものを設けて細かい問題まで意志の疎通ができるようにしている。

燃料挙動解析コードIANBUSはBNのCOMMETH−IIとともにライセンシングに用いることを規制当局に認められたとのことである。

SNR 300燃料や制御棒などの設計、仕様、許認可などに関する情報はINTERATOM社に集中している。

3.5　CEN(MOL)、BN

モルの研究センターではつぎの施設を見学した。

(1) プルトニウム燃料実験室：　照射試料の製造、製造工程改良に力を注いでいる。成形法、溶接法、Puの均一性などにつき研究をしている。

(2) デッセル工場：　BNのPu燃料製造工場で、1973年より操業を始め60t／yearの製造能力があり集合体組立も行う。6連式自動プレス、10kg／hの焼結炉、端栓溶接チャンバー内でHeリークテストとX線検査ができる。転換工程はない。SNR 300の燃料は1976年末より開始予定でちょうど予備試験をしている。1.4970被覆管の溶接は難しいようであった。

(3) ホットラボ：　金相試験、材料試験、化学分析などができEPMA、SEMもある。光顕セルを増設中であった。アクチナイドを取扱ってきたセル内グローブボックスの窓が放射線損傷で見えなくなり、ちょうど大がかりなボックス解体作業をしていた。

(4) 廃棄物処理施設：　α廃棄物を処理するαホールは1969年より操業をはじめ、大型廃棄物の切断、プレスなど行っている。不燃性廃棄物を高温炉で焼きかためスラグにする試験をしていた。灰やスラジはビチュメンで固化処理する。

(5) MOL 7C：　CENではMOL 7Cの実験準備とナトリウム・ループおよび研究炉BR−2などを見学した。MOL 7Cの試験体は、部品や検出器などは購入するが、組立ては自ら行うということですすめている。

3.6　SNR 300(KALKAR)

SNR 300は当初計画より約1年の遅れで建設が進行中である。見学当時主建屋は1／3位の高さまでできていて、圧力容器は1977年1月からの据付を予定している。SG建屋は天井を除いてほぼ終了、タービン建屋ではコンデンサーを据付中であった。1978年に燃料装荷、1980年臨界、1981年にフルパワーの予定になっている。

プラント復水器冷却はライン川からの取水による方式以外に、ライン川の渇水時に備え空気冷却塔を備えるよう規制当局の要求があり設置することになった(まだ建設は始まっていない)。使用済燃料貯蔵庫はNa冷却とガス冷却の2ヶ所がある。コールドトラップを使用後に交換できるようになっていることもSNR 300の特徴の一つである。また主建屋の建築と同時にスティールライニングを進行させている工法もおもしろい。このためスティールライナーがコンクリート流し込みに利用されている。

3.7　TNO(APELDOORN)

TNOは委託研究を行う大きな工学研究機関(計4400人)であり、オランダ各所に分散している。本部はハーグにあるけれども、Centerと呼ばれる研究所（550人）はApeldoornにあり、そこにあるNuclear Energy Groupが、高速炉開発に関連するR&Dを実施している。このグループ担当理事のBraun氏から概要説明があり、TNOでは特に材料、熱交換器の熱伝達と圧力損失、ポンプのベアリングとシール、それにNa技術などに関する研究を分担しているという紹介があり、おのおのの分野の専門家による詳細説明をうけた。

施設はひととおり見学したが、明るい建物の中で新しい試験装置が多く運転されており、雰囲気的にもインターナショナルな、オープンな感じが満ちていた。構造材料試験室は3年前に建設された立派なものがあり、さらに配管要素などの構造物試験装置を建設中であった。また短時間で補修溶接するためにリモートコントロールで溶接し、グラスファイバーやビデオカメラを使用して、特に光をあてなくてもWeld pool がはっきり観察できる装置を開発し、これを作って実際に溶接施工試験をしていた。

3.8　RCN（PETTEN）

ペッテンではホットラボ、HFR、エアロゾル研究室、ナトリウムループを見学した。

(1) ホットラボ：　1964年に操業開始し、低サイクル疲労試験、インストロン引張試験、シャルピー衝撃試験、クリープ試験など材料試験と燃料ピンの非破壊試験、金相試験、化学分析もできる。非遮蔽型EPMAやSEMもある。

(2) HFR：　被覆管破損を調べるSHOT実験、冷却損失時の挙動をしらべるLOC実験の模擬計装キャプセルをもとに説明をうけた。照射孔は11ありSHOT実験用に2―3孔同時使用が可能である。LOC実験は秒単位でおわるが実験のさいは炉室外に退避するという。

(3) エアロゾル研究室：　ナトリウム蒸気の蒸着機構につき、モデルを実験的に確めるための装置SAUNAを最近完成した。Incoloy製150ℓ容器の下部に10ℓのナトリウムを入れ約750℃で加熱してゾルの形成消滅機構について研究している。

4．閉会セッション

5月21日オランダのRCNでJ.A. Goedkoopの座長のもとで開かれた。閉会セッションの主要テーマは各セッションで得られた今後の協力に関する結論の調整および確認であった。全般的な結論としては協定の延長、KNK IIの耐震設計に関する日本側の技術援助の要請、EURACOS遮蔽実験の報告書のPNCへの提供が合意された。各技術セッションの結論も詳細に検討合意されたが、これらの主要なものは各セッションの節で述べられているのでここでは省略する。

海外における動力炉開発の状況(20)

1．高速増殖炉

1．1米　国

(1) CRBR

NRC委員は、CRBR建設者と介入者の環境影響陳述書の対象範囲をめぐっての長い議論に対し、許認可決定までに聴聞会が必要と結論するにいたった。NRCのASLBおよびASLABは、以前介入者に都合のよい裁定、すなわち全LMFBR計画の利益のほか、CRBRの代案をNRCが検討すべきであるとする裁定を下した。NRCスタフおよびPMCは異例のNRC委員による検討を説得していた[27]。

介入者の意図は、通常のLWRの許認可のようなCRBRの許認可の前に、NRCはその必要性について独自に評価すべきであるという点にある。PMCは、CRBRはLMFBR計画をすすめる上で必要となったものであり、これははっきりした政府の政策であり、NRCの権限外であると主張している。ERDAによれば、ASLBの裁定により環境影響陳述書の追加作業のためにCRBRの着工は最低4か月遅れるだけでなく、聴聞会を何回も行わねばならない。介入者は、LMFBR計画にCRBRが必要であるなら、CRBRが必要であることを理解する前に全LMFBR計画は利益があるということをNRCは示すべきであると述べた[27]。

NRCスタフとPMCは、上記問題では意見が一致しているが、プラントの設計基準の点では不一致の点が多い。最近の打合せの結果、つぎの2つの点が残されている。

1．設計上の対応策が働いた場合の事故時のエネルギー放出量

2．格納施設健全性

後者についてcore catcherは必要でないということになったが、NRCスタフは想定炉心溶融事故後24時間の封じ込めの基準に対し、このような装置が必要かどうかは、はっきりしていないとしている。PMCは、一定の時間全量保持し続けるのではなく、近傍人口に対して被曝量を制限しつつ、徐々に放出するよう基準を変更するよう希望している。これによりプラント構造の健全性は事故があっても保たれるとしているが、NRCスタフはこの概念を好ましいとしていない。エネルギー放出の問題に対して、このような放出は実質的に零であるとするPMCの技術的結論に対し、PMC、NRCスタフは楽観視している。PMCは、プラント耐震加速度を0.18gから0.25gに増加させることには反対しない考えである。$1.95bn.の予算以内で処理できる程度の設計変更であるとしている[27]。

(2) FFTF

配管工のストが2か月にわたって続き、ERDAは工程遅延、プロジェクト・コストの上昇を心配している。スト前のスケジュールでは、ナトリウム注入1978年8月、臨界はこれより1年遅れである[10]。

(3) PLBR

ERDAとEPRIは、PLBRの型をループ型とすることで合意に達した。ERDAとEPRIの共同作業として行われているPLBRの設計は、基本的な設計上の概念を検討する第1段階から期間10年で最終概念設計を行う第2段階に移行しつつある。設計は、WH社とStone and Webster社、GE社とBechtel社、AI社とBurns & Roe社の3チームによって行われている。AI社のチームは、第1段階でループ型とプール型の比較に重点をおいた調査を行い、技術的にはプール型

の方が利点が多いとする結論に達したが、全体を通じての結論によれば、CRBRがループ型であること、ループ型を続行した方がPLBRの計画が早くすすむとなっている。すなわちスケジュールが技術に優先した結論である。GE社、WH社もループ型の選択に同意しており、WH社はGE社よりもループ型を強く希望している[11]。

このほか決めるべき問題として容量およびループ数がある。商用FBRは1,200～1,350MWeとするも実証炉であるPLBRはこれより若干小さい、たとえば900MWe、という意見が一般的である。しかしEPRIはこれよりむしろ小さい容量を望み、ERDAは大きい容量を希望している。ループ数と容量は、コンポーネント寸法とコンポーネント開発に影響を与える。EPRIとERDAは、ナトリウム温度をCRBRより幾分低目の950℃以下とすることで合意に達した[11]。

(4) 米独高速炉協定

ERDAと西独研究技術省は、2年間にわたって高速炉協力協定について話し合いをすすめてきたが、6月中に調印の見込みである。高速炉開発の特定の分野について情報交換（ある種のものについては行われている）の枠組みを定める一般協定となる見込みである。協定調印ののち、撰択された分野の情報は対等互恵的にケース・バイ・ケースで交換される。西独研究技術省は、GfKと協力している独蘭白のINBを代表しているが、米独高速炉協定では独仏協定のような合同企業の設置や協同の大プロジェクトの遂行は計画されていない[18]。

1．2　西ドイツ

(1) SNR－300

1976年4月現在SNR－300の原子炉建屋はグランド・レベルより12m立ち上った。タービン建屋はでき上り、復水器の据え付け中である。コンクリート総量180,000m³の60%の打設を終了した。原子炉容器は1976年7月にサイトに搬入される。SGモジュールの管/管板の5,000個所の自動溶接部のうち25%が終了した。機械および電気部品の¾は発注済みである[1]。

全主要コンポーネントの使用条件下でのフル・スケール試験を実施することにより、もしこれを行わなかった場合、運転にはいってから発見されるような欠陥が未然に発見でき、対策をとることができたという点で有意義であった[1]。

Bensbergで原型1次ポンプを6,000時間運転したあと、定格よりきびしい条件で試験を行ったところシャフトの変形が発見された。ポンプ停止後運転温度に保っておいたため、温度分布が非対称になったもので、熱反射板とシャフトの間の間隔を広げる処置をとった[1]。

ヘリカル・コイル型原型蒸気発生器モジュールは、Hengeloで3,000時間運転を行っても欠陥は発見されなかったが、直管型蒸気発生器では種々の問題が発生した。1972年200～300時間の運転中、管/管板溶接部にリークが検出された。1973年試験再開後再びリークが検出されたが、調査の結果、リークではなく、異常な運転条件と検出器の感度がよすぎるため信号が出たものと結論された。また管の変形が発見されたが、横位置でモジュールの熱処理を行ったためであることがわかった。これらのため蒸気発生器の製造工程は当初計画に対し、1年以上の遅れとなり、Kalkarサイトでの建設が遅れていなかったら、工程遅延の原因となったはずである[1]。

SNR－300の最大の問題は安全審査であった。他の諸国と異なり西独の建設許可は全プラントの建設許可でなく、プラントの安全概念に対する承認である。建設中許認可手続きは間断なく続けられる。さらに独立した検査機関であるTÜVは、製造開始に先立ち、設計、製造法に検討を加え、製造結果を常に検査する[1]。

安全解析の大きな問題はHCDAであった。当初設計者は2つの異なる独立した工学的停止装置を考えていたが、当局は370MWsの機械エネルギーの放出をともなったHCDAに耐えるように設計された格納施設および原子炉容器外に炉心保持系を設けるよう要求した。HCDAによる影響のすべてについて解析し、通常要求される安全余裕よりも減らした場合を考慮して仮想的状態を検討することも要求された。これらの検討は着工前ほとんど行われておらず、原子炉建屋コンクリート打設前に結論を得ておかねばならなかった[1]。

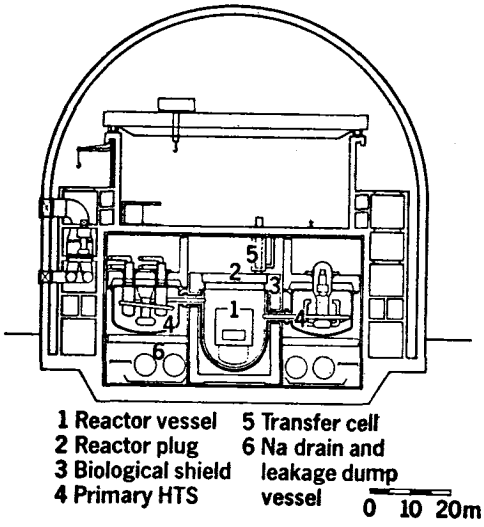
放出エネルギーが370MWs以下であることを確認する詳細なコード類の開発はGfKで行われた。エネルギー放出によって生ずる熱流動現象およびこれによる全コンポーネントの支持コンクリートに働く機械的荷重を求めるコード類の開発はINTERATOMが行った。多くの爆発試験により確証を行い、1976年夏SNR－300の容器の1/6モデルについて最終試験が行われる[1]。

これら解析の結果、370MWsのエネルギー放出下で1次系の健全性は保たれること、強い応力が働くのはごく小部分に限られていること、HCDA下で容器の健全性が保たれるとしても、炉心保持装置は必要であることがわかった。1次系により崩壊熱が除去されたとしても、炉心の1部はゆっくり溶け、容器の底に向って流れ出す。このほか、外側格納施設にある電気機械装置類がHCDA後崩壊熱を除去するよう動作するかどうかの実証に関心が向けられた。特に注意が払われたのはナトリウム・エアロゾルによる機器の誤動作で、炉心保持装置はナトリウム・エアロゾルを抑制するため、ナトリウムの蒸発温度約900℃以下に保つよう設計される。現在までにHCDAおよびその他の事故に関する詳細な解析は終了し、多くの安全施設が追加され、今後は遅延は起こらないと考えられている[1]。

(2)　SNR－2

SNR－2のプロジェクト研究は終了し、許認可およびSNR－300の最近の経験に特に重点をおいた追加研究を行っており、1977年なかばに終了の予定である。安全性の報告書はこのあと準備される。SNR－300の十分な運転経験が得られれば、SNR－2の発注は1982年、運開は1980年代後半となる。技術的経済的問題が複雑であるので、プロジェクト最終決定前に相当額の資金を投下しなければならない。これが情報、経験の詳細な交換、業務の分割を行っている理由である[16]。

SNR－2の設計は、約3年行われており、INBおよびESKは、4ループ、1,300MWe、ストレッチ1,500MWeとすることを最近決めた。SNR－300のこれまでの経験から、SNR－2は単にSNR－300の容量を増大させるというよりは安全上の



図Ⅰ　ＳＮＲ－２　断面図

要求に対処できるよう設計のグランド・ルールを変える要求があることが認識されるに到った。SNR－300の方型建屋から円筒型に変えたのは航空機衝突のような外部からの影響に対する保護を高めるためである。HCDAの影響を緩和するため、1次系は原子炉のまわりの不活性ポッドの中におさめられる。1次系配管は熱膨張のためのスペースを最小にするためIHXとポンプのまわりにスパイラルに巻くように配管される[1]。

原子炉容器の直径をSNR－300のそれと同じにするかどうかも残された問題となっている。非常用炉心冷却器を内蔵させず、ナトリウム入口配管が炉心エレベーション以下で接合される場合に可能となる。リークの検出修理の点から蒸気発生器を小型モジュールとするか、大型ユニットとするかも残された問題である。これら工学的決定は、SNR－300の安全対策の影響のはっきりする1977年に行われる予定である[1]。

(3)　独仏高速炉協定

新型炉に関する独仏共同作業の枠組にしたがい、INTERATOMは、1976年5月18日LMFBRのR＆Dの産業分野における共同作業に関するつぎの覚書に署名した[7]。

(1)　INTERATOMとCEAとの高速炉協力、特に相互のライセンス使用協定の基本について

の覚書

(2) GfK、INTERATOM、CEA間の高速炉に関するR＆D共同作業に関する覚書

(3) INB、Novatome間の高速炉の計画および開発に関する産業分野の共同作業に関する覚書

(4) KNK－II

Baden－Wuettemberg 州経済財務流通省は、1976年3月17日連邦公報No.53にKNK－II改造第2次部分建設許可を発表した。第2次部分建設許可は概括的許可で、炉心の全改造、開閉装置、防火装置、非常用水などを対象としている[6]。1976年5月12日付け連邦公報No.89に第2次部分建設許可追加第1を公示した。グリッド・プレート、燃料要素、回転プラグなどに関するものである[8]。

1．3　オランダ

オランダのRuud Lubbers経済相は、SNR－300の今後の開発費として1979年末までにGI 46 m．を支出すると述べた。これはポンプ、熱交換器、蒸気発生器を担当するNeratoom社に振り込まれる。オランダはすでにSNR－300にGI 800～900m.を支出している。SNR－2プロジェクトに参加することに対して議会の内外に強い反対があり、この決定は将来の内閣によって行われると同経済相は述べた[5]。

1．4　フランス

ENEL Arnaldo Maria Angeline総裁によれば、Super－Phenixは1976年秋着工となる。同総裁は、技術仕様書が最終的にまとまれば着工となると述べた。NERSAによれば、NovatomeとNIRAの連合体は7月末見積りを提出する[20]。初装荷燃料を含めたSuper－Phenixの初期投資額はFr.4.7bn.である[13]。

1976年7月3日推定6,000名の原子力反対派のデモがCreys－Malvilleサイトに押しかけ、サイトを囲む通電線および有刺鉄線の柵を毀し、サイト内にはいった。EDFによれば、柵は300 mにわたって損傷を受け、うち⅓は完全に破壊された。7月6日現在500～600名がサイトに残っており、占拠の目的はSuper－Phénixの建設を阻止するためである[23]。

1．5　英　国

(1) PFR

UKAEAは、$ 18.9m．でPFRの蒸気発生器3基の管群を取り換える。PFRの全出力運転が遅れているのは管/管板溶接部からのリークが最大の原因である。蒸気発生器の水側とナトリウム側に改良された隔壁が設けられる。新しい設計は商業炉にも使用されるものである。取り換えは絶体に必要とされるものではないが、PFRの利用率を高め、蒸気発生器の新しい設計を試験するのがその目的である。取り換え費用は、UKAEAのFBR商用炉開発計画の一環として支出される。新設計ではオーステナイト鋼からフェライト鋼に変更され、管/管板の溶接法も新しいものとなる。管群は旧蒸気発生器のケーシングと同じ寸法のケーシングにおさめられ、燃料交換および補修のために停止する1979年に据付けられる。NPCが設計し、B＆W社、Clarke Chapman社が製作する。現在の蒸気発生器の漏洩の原因調査は今も続けられている。UKAEAは、現在の蒸気発生器の10,000個所の溶接部のうち漏洩が起こっているのはたった9個所であること、炉の利用率は過去12か月83%に達していることを強調している。しかし漏洩のため1975年9月より蒸気発生器1基のみで運転されている。現在修理は完了し、1976年7月24日より3基で運転にはいった。7月27日PFRの出力は300 MWt、80MWeに上昇された[30]。

(2) FBR開発をめぐる問題

Wedgwood Bennエネルギー相は、1976年5月28日議会において、英国および他国の高速炉開発状況からみて英国の高速炉開発のすすめ方について決定すべき時がきたと述べた。エネルギー相によれば、実証炉の建設を含めて高速炉開発に対する決定は長期エネルギー供給および安全性、環境問題からみて非常に大きな問題である。さらに高速炉開発計画は、多くの人が参加し、検討して早秋には決論を出したいと述べた。この場合、国際協力の見通し、環境汚染に関する王立委員会の放射線安全に関する報告書を十分念頭において行うと述べた。王立委員会の検討は、1974年3月に開始され、1976年9月に議会に提出される[4]。

エネルギー相の諮問機関である燃料・動力R&D諮問委員は、英国のエネルギーR&Dは原子力およびFBRに重点をおくべきであるとする英国のR&Dの必要性について初の長期的な考え方を述べた報告書 〝Energy R and D in the United Kingdom〟 を発表した。同諮問委員会は、制約のある化石燃料によって大量のエネルギー需要を賄う期間を延ばし、このあと原子力によって置換する手段として原子力は非常に重要であると結論している。報告書は、熱中性子炉は次第にやめる方向に持っていくべきこと、21世紀は英国、そのほかどこでもFBRの必要性が認識されるようになると述べている。将来のエネルギー・シナリオ8ケースのなかで1ケースのみ原子力に制約があることを仮定している。この場合、経済成長のテンポは今世紀中に認められないほど低いレベルに落ち込む。本報告書の主要執筆者であるエネルギー省の首席科学補佐官Walter Marshallは、FBRのはいらない場合の議論を追加すると述べた。これはウランの供給がとまることを意味し、したがって原子力は成立しなくなる。報告書は、コメントを求めるために 各政府機関に送られ、Friends of Earthのような環境団体も意見を出すよう求められている(19)。

Sussex大学のJohn Surreyらは、エネルギー省は将来のエネルギー需要を高く見過ぎており、R&Dの重点は北海油田、石炭ガス化、SGHWR、HTRなどにおくべきであると主張している。フランスがFBRに力を入れているのは、北海油田、石炭を持たないからであって、輸出も期待できないFBR技術の開発は、自国でもすすめるとしても、大部分は他国に頼って行うのがよいとしている(30)。

1976年7月なかばFinancial Times紙が主催した〝Nuclear Power and Public Interest〟ロンドン会議で、王立環境汚染委員会のBrian Flower委員長は、適切な保証措置を講じ、適切な人員資金を投入すれば、CFRは環境的に承認できるよう建設運転が可能であることは間違いない。同委員会としてはこれに反対するものではないと述べた。しかし同委員会の報告書には、長期廃棄物の問題、社会政治問題、代替エネルギーの積極的な開発について明らかにし、改善するような計画をたてるべきであると勧告する予定である。Flower卿を含めた同委員会のメンバーは、原子力発電計画はこれ以上すすめるべきでないと主張している(24)。

エネルギー省首席科学補佐官Walter Marshallは同会議で、2000年までに相当大きくなる世界的なFBR市場で有利に動くためには英国でFBRの開発をすすめておくことが是非必要と述べた。Marshallは、控え目の場合、2005年までに全世界（東ヨーロッパを除く）の原子力設備容量221GWeのうち、FBRは少なくとも45GWeに達するとみている。FBRの市場は、1987年$1.7bn.、1997年$34bn.に達する。英国はこの市場に参加し富と雇用の機会をつくることを望むのか、それともFBRに対する疑問が大きいため、開発しないことを望むのかという問いを投げかけた(24)。

NPCの副社長James C. Stewartは、CFR−1が政府によって承認されれば、すぐにフランス、西ドイツと交渉を開始すると述べた。Stewartは、燃料供給者、所有者、設計者、検査者、政府を含めた新しい管理体制が必要であるとし、これを実現すべく計画中と述べた(24)。

2．新型転換炉（重水炉）

2.1　英　国

NPCのSGHWR概念設計完了にともない、コストの上昇が予想されるようになったこと、外的要因として電力需要の低下、LWR圧力容器の健全性の承認、AGR運転開始などが加わり、SGHWRの地位はゆらぎ各方面に大きな議論を呼ぶにいたった。この議論の後半政府の公共投資削減政策が発表されて、とりあえずは最初の2基の着工は論争前のスケジュール1978年から1年遅らせることになり、エネルギー省による次期熱中性子政策は1976年秋決定されることになった。

NPCは、1976年7月上旬SGHWRの第1次予備設計を提出する。これにはすべての主要および補助プラントを表示した図面、スケジュール、

配置図、安全性評価を含むとされ、CEGBはこれを受け取ったあと、1976年末契約設計の見積り依頼を行うことになっていた。NPCは予備設計の一環として非公式の見積りを行い、この結果は政府にSGHWRの計画を思いとどませるのに十分なほど高いものであった[21]。Wedgwood Bennエネルギー相の発表によれば、4,000MWe SGHWRのコストは£1,500m.で、これを基準とすると2,500MWe SGHWR Sizewell B発電所のコストは£1,000m.となり、同容量石炭火力発電所の2倍の値となる。CEGBはこれを非常に控え目とみており、Sizewell発電所の発電コストは石炭火力発電所に競争できるとみている。しかしマグノックス炉およびAGRの発電コストが石炭火力発電所のそれの半分であることを考えると、SGHWRは著るしく不利となる[32]。

Eadieエネルギー省次官の発表によれば、CEGBの設備容量は58,523MWe、建設中15,000MWe、これに対し1975年冬の最大需要は41,353MWe、1976年3月末までの1年間の販売電力量は前年比4%減と見積られている。SSEBの設備容量は6,428MWe、建設中2,640MWe、1975年冬の最大需要3,925MWeである[26]。CEGBは、1974年SGHWR計画決定当時電力需要は引き続き伸び1980年代はじめおよび中頃大量の新設発電所が必要と強く考えていた。現実には電力需要は横這いというよりは減退しており、現在建設中の1,500MWeが稼働すれば、1980年以前新規発注は不要で、悲観的予測によれば1985年以降まで不要である[14]。

燃料、全コンポーネントの重要部分を含めてSGHWRの安全性に関する主要な特徴は、1950年代に設計された100MWeのWinfrith原型炉と1980年代に運開する商用規模の炉とでは変更が加えられねばならないという点である。660MWe SGHWRの標準設計に到達するのに設計会社と電力会社は1976年6月までかかっている。これは水炉を展開するという観点からは英国は他国より15年遅れており、その規模が圧倒的に小さい[14]。

政府は、1974年炉型決定のさい首席科学補佐官Alan Cottrellが提出したPWR圧力容器健全性に関する質問に答えたMarshall報告書を受け取った。一方世界的にみてエネルギー危機以来発電所の需要は大幅に減退しているが、PWRはもっとも受け入れられた炉として着実にその地位を築いている。原子力反対者の主張するPWRは仮想災害に対しては十分説得できる解答が用意され、反対の矛先は高速炉、高放射性廃棄物の最終処分のような長期的目標に移っている。現在英国には1974年当時のようにPWRの建設計画を潰す要因は存在しない。しかしコンポーネント製造には特殊設備が必要であり、ヨーロッパ諸国はすでにこれらに投資済みである[14]。

AGRは、1974年当時多くの解決されねばならない問題をかかえており、大量発注に踏み切るにはリスクが大きいというのが衆目の一致するところであった。しかし1976年にはいって、Hinkley Point, Hunterstonの2炉が発電を開始した。AGRはSGHWRを含めた水炉より効率がよく、きれい（放射能の点からみて）である。問題としては、PWR、SGHWRが工場で組立て可能に対し、AGRではサイトで組立を行わねばならない部分が多いこと、新しく稼働する炉に数千の腐食標本を入れて2～3年モニタリングを行わねばならないことをあげることができる。一方AGRの製造施設はすでに英国に存在している。

過去の原子力投資から原子力産業が利益を産み出していくのは、燃料再処理のような燃料サイクル関係の比較的魅力のない分野とか、原子力コンポーネントのような分野からで、資金を必要とし、技術的リスクの大きい新型炉開発からではないことを政府は痛いほど認識するにいたった[14]。

このような状況のもとに、UKA. EA John Hill総裁はエネルギー相に、電力需要の伸びが低迷しているためSGHWR計画の再検討を要望した勧告を提出した。熱中性子を入れるとすれば、PWRもしくはAGRとすべきことを要求している。SGHWRのコストが上昇し、開発規模が小さい場合、開発費の割り掛け分が大きくなるのも1つの理由となっている[15, 28, 31]。

1974年次期炉決定のさい、PWRを強く希望し

たCEGBは、今回あまりはげしい動きを見せていない。1980年はじめまで原子力発電所の発注の必要がないので、CEGBとしては、経験の豊富なガス炉技術を温存して高温ガス炉につながるAGRを続けたいと考えている[12]。

SSEBは、前回と同じくSGHWR賛成であるが、SGHWRの安全基準がPWRに対するよりもきびしくなっているため、コストが上昇していることを指摘している[33]。

このほか電力関係の2つの労働組合は、1976年9月22日の国家エネルギー会議でSGHWR擁護の立場を強力に打ち出した[21]。

SGHWRを審議する下院科学特別委員会の席上、個人的にはSGHWRを中止させることを望んでいないと証言したWedgwood Benn エネルギー相は、各方面の意見を検討しており、1976年10月にその結論がでると予想されている。UKAEAが態度を変えたことに対し、UKAEAの将来計画には信頼性がおけなくなったと疑議を感じている[31, 33]。

以上の議論とは独立にDenis Healey大蔵大臣は、総額$1.8bn.にのぼる公共投資削減を発表し、SGHWR計画は$81m.削減されることになった。内訳は、CEGBのSizewell B発電所整地工事費、材料およびコンポーネント早期発注費$45m.、コンポーネント開発費$27m.、UKAEAのSGHWR R&D予算$9m.である。これにより計画は1年遅れることになる[29]。

2.2　カナダ

Pickering発電所は、発電機故障のため3月31日より停止していたが、4月26日運転を再開した。停止期間中シール・ジョイント10か所の修理を行った。1975年より1976年はじめまでの10か月の停止期間中52本の圧力管を修理した[17]。

Pickering B 発電所（5～8号基）の運開は当初計画より1年遅らせることになった。遅らせる前の建設費は$1,775m.で、遅らせることによる追加額は$175m.である[3]。

Ontario HydroとAECLは、850MWeおよび1,250MWeユニットCANDU−PHW（1発電所4ユニット）についてプレ・エンジニアリングおよび開発をすすめている。原子力発電所は資本費が高いため、詳細設計期間中エンジニアリングおよび安全性関係の変更に要する時間を節約するため行われるものである[2]。

表1　Pickering B 発電所運開予定

	当　初	改　訂
5号基	1980年4月1日	1981年4月1日
6号基	1981年1月1日	1982年1月1日
7号基	1981年10月1日	1982年10月1日
8号基	1982年7月1日	1983年7月1日

2.3　韓　国

韓国電力は、原子炉供給国の融資削減の影響を受けて原子力発電計画を延期もしくは縮少した。678MWe CANDU Kyongju (Asan) 発電所第1号基は運開が1981年から1982年に遅れる。カナダは1号基のみにしか融資しないことを決めたため、同発電所2号炉は中止となった[22]。

2.4　アルゼンチン

Rio Tercero発電所1号基の原契約額は、エスカレーション条項を入れて$318.4m.で、エスカレーションの最高レートを適用すると、新契約額は$447.5m.となる。エスカレーション前の基本価格は、新旧同じで$285.1m.である。カナダ契約分は$71.5m.増加した。電気機械部品およびサービスは$23.5m.から$102.1m.に、重水は$36.9m.から$67m.に、ウラン供給コストは$9.9m.から$13.6m.に増加した。再交渉にもかかわらず、物品およびサービスで$10m.、重水で$23m.の赤字である。反対にウランは$3m.の赤字から$8m.の黒字となる[25]。

2.5　チェコ・スロバキヤ

Bohunice A1発電所は、1972年末初送電を行い、1975年中運転の安全性および信頼性を高めるための改造を行った結果、全出力運転が可能となった。国の開発計画としての業務はこれで終了し、燃料要素の改良、燃焼度の向上、運転の合理化などの事業は今後発電所が主体となって行う[9]。

主なニュース・ソース（51年9月末現在）

(1) K. Traube, The Benelux-German Fast Reactor Programme, Journal of British Nuclear Energy Society, July 1976, pp 215－224

(2) W. G. Morison, Heavy Water Nuclear Station——Design, Canadian Nuclear Association, 16th Annual International Conference, Tronto, June 13–16, 1976

(3) J. McCredie, The Influence of Design and Regulatory Code Changes on a "Repeat Project" —— Pickering G. S. "B" ——, Canadian Nuclear Association, 16th Annual International Conference, Tronto, June 13–16, 1976

(4) The Reuter Applied Atomics Report June 1, 1976 p. 1

(5) 同 Sep. 7, 1976 p. 3

(6) Atomwirtschaft May 1976 p. 218

(7) 同 June 1976 p. 279　(8) 同 July 1976 p. 322

(9) 同 July 1976 p. 323

(10) The Energy Daily July 28, 1976 p. 3

(11) 同 Aug. 12, 1976 p. 1　(12) 同 Aug. 18, 1976 p. 3

(13) Financial Times June 22, 1976 p. 20

(14) 同 July 20, 1976 p. 14　(15) 同 Aug. 3, 1976 p. 1

(16) Nuclear Engineering International July 1976 p. 40

(17) Nuclear Industry May 1976 p. 13

(18) Nucleonics Week June 3, 1976 p. 5

(19) 同 June 10, 1976 p. 6　(20) 同 June 10, 1976 p. 7

(21) 同 June 24, 1976 p. 2　(22) 同 July 1, 1976 p. 2

(23) 同 July 8, 1976 p. 4　(24) 同 July 15, 1976 p. 3

(25) 同 July 15, 1976 p. 10　(26) 同 July 19, 1976 p. 1

(27) 同 July 22, 1976 p. 6　(28) 同 July 22, 1976 p. 9

(29) 同 July 29, 1976 p. 5

(30) The Times June 28, 1976 p. 21

(31) 同 July 30, 1976 p. 17　(32) 同 July 30, 1976 p. 17

(33) 同 Aug. 3, 1976 p. 15

その他

外部発表活動

昭和51年7月～9月における動力炉開発関係の口頭発表件数は次表のとおりであった。

単位：件数

事業団職員	外部機関職員	計
18	2	20

寄稿論文

同期間において学会誌、機関誌などに寄稿された論文はつぎのとおりであった。

- 大西忠博（㈱日立製作所）：「Quasistatic Two-Dimensional Space-Time Neutron Kinetics with Finite Element Method」日本原子力学会欧文誌7月号予定
- 島津尚志、請地一敏、笹倉一剛、楠純一（石川島播磨重工業㈱）：「Sodium－Water Reaction Test Facility（SWAT－3）」IHI Engineering Review vol. 9 No. 3
- 厚母栄夫（動燃）：「液体ナトリウム」原子炉材料ハンドブック
- 岡林邦夫（動燃）：「高速増殖炉容器配管などの材料と溶接施工法」原子炉材料ハンドブック
- 岡田健（㈱神戸製鋼所）：「燃料被覆管の製造」原子炉材料ハンドブック
- 三宅勝光（三菱重工㈱）：「新型転換炉ふげん冷却材再循環ポンプ」機械工学年鑑51年版
- 市野市郎（動燃）：「これからのエネルギー利用と原子力開発」日本機械学会誌8月号
- 坂上正治、武田征一（㈱日立製作所）：「Spacial Mesh Effect in Three Dimensional Diffusion Calculation for Fast Reactors」日本原子力学会欧文誌8月号
- 吉川栄和、藤田嘉久（動燃）大西忠博（㈱日立製作所）：「Comparison Sfudy of Finite Difference and Finite Element Methods Applied for a Two－Dimensional Space－Time Dynamics Problem in LMFBR Power Excursion」日本原子力学会欧文誌8月号予定
- 岩本収市、小森詳弘（三菱重工㈱）：「高速増殖炉用電磁流量計の問題点」計測技術8月号予定
- 苫米地顕（動燃）：「教室への期待」名大原子核教室10年史
- 厚母栄夫（動燃）：「高速炉用材料のナトリウムとの共存性について」原子力工業9月号
- 相沢久吉（富士電機エンジニアリング㈱）：「常陽燃料取扱集中監視盤の写真」富士電機エンジニアリング会社案内
- 宮沢竜雄、上杉信夫、井口達郎、田口淳三、高木信之、三原修三（東芝電気㈱）：「Cスコープ型ナトリウム透視装置の開発」東芝レビュー9月号
- 徳永研一、桑原一（横河電機製作所）：「渦電流速応性温度流量計」原研に提出
- 井上晃次、吉野富士男、金子洋光、苫米地顕（動燃）：「常陽7.5MWt炉心の特性解析に関する研究開発の成果」日本原子力学会誌9月号予定
- 三村英明、篠原勝利（富士電機製造㈱）：「原子力プラントへのシーケンサーの適用」富士時報9月号

専門委員会活動

昭和51年7月～9月における各種専門委員会の活動状況はつぎのとおりであった。

■ＡＴＲ概念検討専門委員会

7月20日

議　題　検討事項の報告と承認
　　その他

9月3日

議　題　作業進捗状況の報告と承認
　　その他

■ＦＢＲ安全研究専門委員会

第116回　7月27日

議　題　ＦＳＩ委託研究報告－Ⅰ
　　その他

ワーキンググループ　7月14日

議　題　NEA／CSNI会議論文検討
　　その他

ワーキンググループ　7月21日

議　題　簡易解析結果について
　　その他

第117回　7月19日

議　題　酸化ウラン、酸化Naの混合系エアロゾル粒子の平均見掛密度の評価
　　その他

ワーキンググループ　8月18日

議　題　詳細解析中間報告
　　その他

ワーキンググループ　8月24日

議　題　NEA／CSNI会議論文検討
　　その他

ワーキンググループ　8月26日

議　題　耐衝撃詳細解析の検討
　　その他

ワーキンググループ　9月22日

議　題　耐衝撃簡易解析結果の報告
　　その他

第118回　9月24日

議　題　ＦＥＭ燃料挙動解析コード
　　その他

第119回　9月28日

議　題　仮想事故時の燃料ＦＰ放出移行モデル
　　その他

■ＦＢＲナトリウム技術専門委員会

第61回　7月6日

議　題　ベンチマーク作業結果
　　その他

第62回　7月20日

議　題　文献紹介
　　その他

第63回　7月23日

議　題　Naのオンラインモニタリング
　　その他

ワーキンググループ　8月26日

議　題　ベンチマーク解析結果の検討
　　その他

第64回　9月28日

議　題　不安定現象ベンチマークテスト結果
　　その他

第65回　9月7日

議　題　文献紹介
　　その他

第66回　9月14日

議　題　大量のループNa純化例
　　その他

■ＦＢＲ計測制御専門委員会

第81回　7月22日

議　題　渦電流式速応性温度流速計
　　その他

第82回　9月29日

議　題　計装燃料用圧力計の高温ガス中連続試験
　　その他

■ＦＢＲ炉心設計専門委員会

第94回　7月14日

議　題　高速炉炉心設計上の課題
　　その他

第95回　7月22日

議　題　委託研究成果報告
　　その他

ワーキンググループ　8月11日

議　題　OECD、NEA、CRPレビューに

ついて
その他
第96回　8月31日
議　題　常陽Naダクトストリーミングの検討
その他
ワーキンググループ　9月6日
議　題　OECD、NEA、CRPレビューについて
その他
第97回　9月14日
議　題　B/ZET実験予備解析
その他

■ＦＢＲ燃料材料合同専門委員会
第63回　9月27日
議　題　日独会議報告
その他
ワーキンググループ　9月17日
議　題　被覆管の炭素イオン照射試験成果報告
その他

■ＦＢＲ常陽性能試験専門委員会
第7回　7月6日
議　題　プラント特性試験
その他

動力炉技報No.20

発行日　昭和51年10月31日

編集発行　動力炉・核燃料開発事業団
計画管理部
東京都港区赤坂1－9－13

印刷　株式会社　菜根出版
東京都千代田区平河町1－8－13